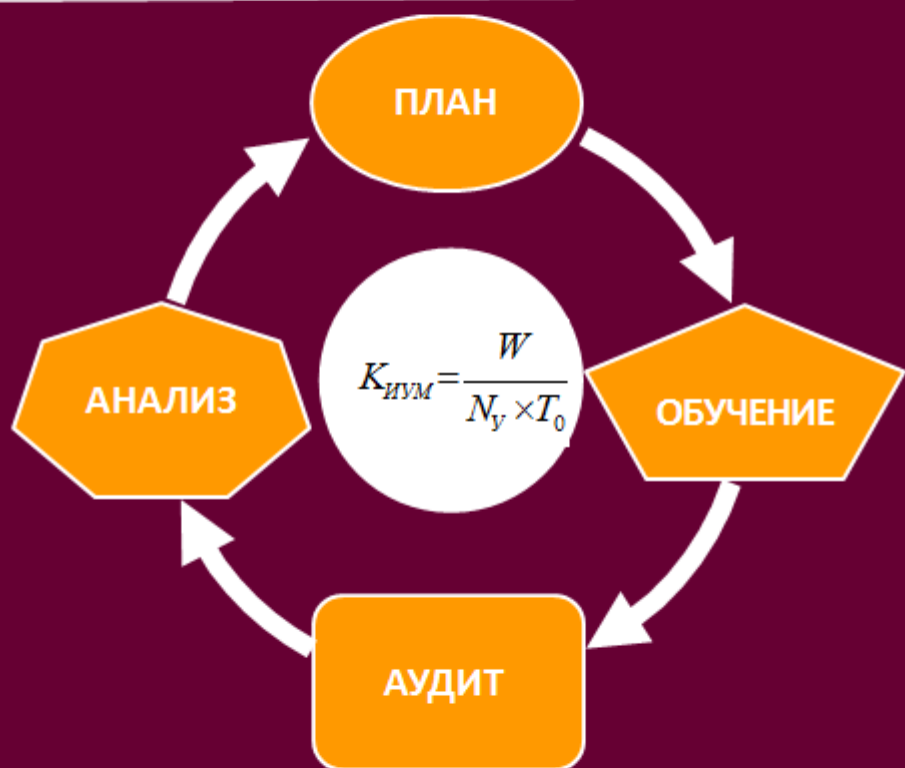


В.В. БЕГУН, С.В. ШИРОКОВ,

С.В. БЕГУН, Е.Н. ПИСЬМЕННЫЙ, В.В. ЛИТВИНОВ, И.В. КАЗАЧКОВ

# КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ



**(ОСНОВЫ УПРАВЛЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТЬЮ)**

Киев 2012

В.В. Бегун, С.В. Широков, С.В. Бегун, Е.Н. Письменный,  
В.В. Литвинов, И.В. Казачков

## **КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**

Учебник для студентов технических вузов Украины

Издание второе, дополненное.

Утверждено Министерством образования и науки,  
молодежи и спорта Украины  
как учебник для студентов высших учебных заведений  
(письмо МОНМС от 12.09.2012р. №1/11-14401)

Свидетельство о получении грифа электронному учебному изданию  
Национального технического университета Украины  
«Киевский политехнический институт»  
(НМУ № Е 11/12-229 от 24.05.2012, протокол № 9)

Киев, 2012

Культура безпеки в ядерній енергетиці: Підручник. / В.В. Бегун, С.В. Широков, С.В. Бегун, Є.М. Письменний, В.В. Литвинов, І.В. Казачков. – К., 2012. 563 с. - Рос. мовою.

Підручник розроблено на основі існуючих матеріалів з культури безпеки МАГАТЕ та ДП НАЕК «ЕНЕРГОАТОМ». Нова концепція забезпечення безпеки на основі принципів «культури безпеки» зародилася на початку нового століття. В нашій країні вона отримала поширення поки що тільки в ядерній галузі, основний її тезис: виховання у персоналу небезпечних виробництв свідомого дотримання принципів безпеки. Сутність Культури безпеки полягає в досягненні того, щоб увага до безпеки приділялася й організаціями, і окремими особами. Формується загальна психологічна настроєність на безпеку, що припускає самокритичність і самоперевірку, виключає благодушність і передбачає розвиток почуття персональної відповідальності й загального саморегулювання в питаннях безпеки.

Розраховано на викладачів дисциплін з безпеки, фахівців цивільного захисту та охорони праці, студентів ВНЗ.

Учебник разработан на основе существующих материалов по культуре безопасности МАГАТЭ и ГП НАЭК "ЭНЕРГОАТОМ". Новая концепция обеспечения безопасности на основе принципов "культуры безопасности" зародилась в начале нового столетия. В нашей стране она получила распространение пока что только в ядерной отрасли, основной ее тезис: воспитание у персонала опасных производств сознательного соблюдения принципов безопасности. Сущность Культуры безопасности заключается в достижении того, чтобы внимание к безопасности уделялось организациями, и отдельными лицами. Формируется общая психологическая настроенность на безопасность, которая допускает самокритичность и самопроверку, исключает благодушие и предусматривает развитие чувства персональной ответственности и общего саморегулирования в вопросах безопасности.

Рассчитано на преподавателей дисциплин по безопасности, специалистов гражданской защиты и охраны работы, студентов вузов.

Рецензенти: Ю.М. Скалецкий, д-р мед. наук, завідувач відділу техногенної та екологічної безпеки Національного інституту стратегічних досліджень при Президентові України.

А.В. Носовський, д-р техн. наук, професор, заступник директора ДП «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки».

Розроблено НТУУ «КПІ» на замовлення Державного підприємства НАЕК «Енергоатом»

## Оглавление

ПРЕДИСЛОВИЕ К ПЕРВОМУ ИЗДАНИЮ .....	8
ВВЕДЕНИЕ .....	9
ПРЕДИСЛОВИЕ КО ВТОРОМУ ИЗДАНИЮ .....	12
ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ .....	14
ГЛАВА 1. ЯДЕРНАЯ ОТРАСЛЬ И ИЗНАЧАЛЬНЫЕ СВЕДЕНИЯ ОБ АЭС .....	17
1.1. Что такое ядерная отрасль .....	17
1.2. Структура ядерной отрасли Украины .....	21
1.3. Изначальные сведения об АЭС .....	26
1.3.1. Классификация атомных электростанций .....	26
1.3.2. Работа основного технологического оборудования АЭС .....	29
1.3.3. Реакторная установка с водным теплоносителем .....	30
1.3.4. Некоторые сведения об оборудовании ядерной энергетической установки с реактором ВВЭР-1000 .....	36
1.4. Сравнительные характеристики энергетических установок .....	44
1.5. Ядерная энергетика в мире .....	45
1.6. Безопасность АЭС Украины в сравнении с АЭС мира .....	49
1.7. Создание ядерного топливного цикла .....	52
1.8. Расчет показателей надежности оборудования на основании опыта эксплуатации .....	56
1.8.1. Точечные оценки .....	56
1.8.2. Бейесовские оценки .....	58
ГЛАВА 2. ОПРЕДЕЛЕНИЕ И ХАРАКТЕРИСТИКА КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ .....	63
2.1. Основные термины культурологии .....	63
2.2. Общее понятие безопасности .....	69
2.3. Оценка безопасности на основе риска .....	70
2.4. Культура безопасности на уровне эксплуатирующей организации .....	75
2.5. Дополнительные описания культуры безопасности .....	78
2.6. Некоторые определения из области безопасности .....	83
ГЛАВА 3. УПРАВЛЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТЬЮ НА ОСНОВЕ ОЦЕНОК РИСКОВ .....	85
3.1. Анализ риска - важнейшая составляющая процесса управления безопасностью .....	85
3.2. Общепринятые определения сферы безопасности .....	87
3.3. Оценка риска в атомной энергетике .....	90
3.3.1. Общие сведения .....	90
3.3.2. Алгоритм расчета риска от АЭС на основе ВАБ .....	93
3.4. Возможности управления риском. Принцип АЛАРА .....	97
3.5. Классификация рисков .....	98
3.6. Определение риска на качественном уровне .....	103
3.6.1. Используемые термины .....	104
3.6.2. Предварительные требования для выполнения АВПО .....	105
3.6.3. Алгоритм анализа .....	106
3.6.4. Качественная оценка рисков .....	106
3.7. Основные принципы безопасности – международные нормы .....	110
3.8. Алгоритм управления риском .....	113
3.9. Общая схема управления рисками предприятия .....	114
3.10. Государственное управление рисками в условиях рыночной экономики. Лицензирование и страхование .....	118
3.10.1. Лицензирование .....	119
3.10.2. Регулирование разрешительной деятельности .....	122
3.10.3. Страхование .....	123
3.11. Особенности управления безопасностью АЭС .....	124
3.11.1. Принципы проектирования .....	124
3.11.2. Концепции глубоководной защиты .....	125
3.11.3. Взаимодействие между физическими барьерами и уровнями защиты в концепции глубоководной защиты .....	128
3.11.4. Коллективная доза облучения – один из показателей безопасности .....	129



3.11.5. Заявление ГП НАЭК «Энергоатом» о политике в области безопасности .....	131
3.11.6. Концепция повышения безопасности действующих энергоблоков атомных электростанций .....	132
3.12. Стратегия развития ядерной энергетики Украины .....	133
3.13. Мониторинг безопасности энергоблоков АЭС в эксплуатирующей организации .....	136
ГЛАВА 4. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ СОЦИОНИКИ И СОЦИОМЕТРИИ .....	139
4.1. Понятие социального поля .....	139
4.2. Социальная система «Персонал АЭС» .....	141
4.3. Операционализация понятий в соционике .....	144
4.4. Модели индикаторов .....	145
4.5. Измерения в социологии .....	152
4.6. Коллективная рефлексология .....	153
4.7. Индексы в социометрии .....	155
ГЛАВА 5. АНАЛИЗ НАРУШЕНИЙ НА АТОМНЫХ СТАНЦИЯХ .....	161
5.1. Общие положения .....	161
5.2. Термины и определения (соответственно стандарту) .....	162
5.3. Пример анализа важного для безопасности нарушения .....	166
5.3.1. Краткое описание события .....	168
5.3.2. Анализ аномальных событий .....	172
5.4. Порядок расследования .....	178
5.5. Авария на АЭС Фукусима-1 .....	179
5.5.1. Общие сведения .....	179
5.5.2. Описание конструкций .....	180
5.5.3. Описание аварии .....	183
5.5.4. Моделирование повреждений активной зоны .....	188
5.5.5. Энергоблоки № 2 и 3 .....	189
5.5.6. Энергоблок № 4 .....	191
5.5.7. Бассейны выдержки ОЯТ .....	191
5.5.8. Ликвидация последствий аварии .....	192
ГЛАВА 6. ФОРМИРОВАНИЕ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ – ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЙ ПРИНЦИП УПРАВЛЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТЬЮ .....	195
6.1. Основные определения сферы обучения .....	195
6.2. Требования документов МАГАТЭ .....	200
6.3. Расследование нарушений – процедура культуры безопасности .....	204
6.4. Учет и распространение опыта эксплуатации .....	208
6.5. Анализы и отчеты безопасности .....	212
6.6. Концепция компетенций .....	216
6.7. Оценка компетенций лиц сложных систем безопасности в соответствии с международными стандартами .....	223
6.8. Проводимые на АЭС Украины мероприятия по предотвращению ошибок персонала .....	224
ГЛАВА 7. СОСТАВЛЯЮЩИЕ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ .....	227
7.1. Приверженность культуре безопасности на политическом уровне .....	228
7.2. Приверженность культуре безопасности на уровне руководителей .....	231
7.3. Приверженность культуре безопасности на индивидуальном уровне .....	235
7.3.2. Предложение новых инициатив в области безопасности .....	239
7.4. Принцип STAR .....	239
7.5. Организационные причины аварий .....	240
ГЛАВА 8. РОЛЬ ЧЕЛОВЕЧЕСКОГО ФАКТОРА В ОБЕСПЕЧЕНИИ БЕЗОПАСНОСТИ .....	247
8.1. Надёжность персонала - условие безопасности .....	247
8.2. Основные определения и требования нормативной документации .....	249
8.3. Влияние ошибок человека на возможность возникновения аварии на АЭС (на основании опыта эксплуатации) .....	251
8.4. Классификация ошибок персонала на основании опыта эксплуатации .....	252
8.5. Научные исследования в сфере человеческого фактора .....	253
8.5.1. Концептуальная модель .....	253

8.5.2. Состояние проблемы. Природа человеческих ошибок.....	256
8.5.3. Взаимодействие системы человек-машина.....	259
8.6. Методики анализа и учета человеческого фактора.....	260
8.6.1. Краткое описание методик.....	260
8.6.2. Процедура системного анализа ошибок.....	263
8.6.3. Определение базовых значений вероятностей ошибок человека.....	265
8.7. Подготовка персонала – основной элемент культуры АЭС.....	268
8.8. Подготовка персонала ГП НАЭК «Энергоатом».....	270
8.9. Рекомендации МАГАТЭ по учету человеческого фактора в вероятностных моделях.....	275
8.10. Заключительные положения.....	276
ГЛАВА 9. ДОКУМЕНТАЛЬНАЯ ОСНОВА КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ.....	281
9.1. Роль МАГАТЭ.....	281
9.2. Перечень основных документов по Культуре безопасности.....	282
9.3. Состояние нормативной базы Украины по ядерной и радиационной безопасности.....	287
9.3.1. Особенности нормативной базы Украины.....	287
9.3.2. Развитие регулирующих правил и установок Украины.....	287
9.4. Новая структура стандартов МАГАТЭ по безопасности.....	288
9.5. Новые предложения специалистов АЭС относительно повышения уровня культуры безопасности.....	290
ГЛАВА 10. ПСИХОЛОГИЯ БЕЗОПАСНОСТИ.....	297
10.1. Психология безопасности как научное направление.....	297
10.1.1. Общие положения «концепции обеспечения надежности человека».....	300
10.2. Психология безопасности как поведенческая линия человека.....	302
10.2.1. Психологические особенности поведения человека в условиях опасности.....	302
10.2.2. Общепринятые взгляды на риск.....	304
10.2.3. Психология бессознательного.....	308
10.3. Психологические причины техногенных аварий.....	310
10.4. Анализ психологических причин сознательных нарушений правил безопасной работы.....	311
10.5. Психологический климат.....	312
ГЛАВА 11. ОЦЕНКА КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ И ВОЗМОЖНЫЕ СПОСОБЫ ИЗМЕРЕНИЯ.....	316
11.1. Индикаторы культуры безопасности.....	316
11.2. Оценка состояния культуры безопасности методом анкетирования.....	323
11.2.1. Результаты предыдущих оценок.....	323
11.3. Методы экспертного оценивания при анализе проблем безопасности - теория.....	325
11.3.1. Таксономия моделей экспертного оценивания.....	325
11.3.2. Обзор методов экспертного оценивания.....	326
11.4. Логико-функциональная схема проведения экспертизы.....	329
11.5. Использование количественных методов и моделей экспертизы сложных систем на этапе разработки решения.....	333
11.6. Метод формирования экспертной группы.....	335
11.6.1. Нахождение рационального количества экспертов в группе.....	336
11.6.2. Концепция системы многокритериального отбора и методика ее использования при формировании экспертной группы.....	339
11.6.3. Проведение экспертизы для начальной группы экспертов.....	339
11.7. Оценка состояния культуры безопасности на основе миссий «OSART».....	342
11.8. Партнерские взаимопроверки на уровне подразделений атомных станций.....	343
11.9. Организация процесса оценки Культуры безопасности.....	344
11.10. Оценка состояния культуры безопасности на основе математического моделирования.....	346
11.10.1. Математическое моделирование потенциально опасных объектов.....	346
11.10.2. Параметры модели и их пределы.....	348
11.10.3. Стационарные решения и стационарные состояния системы.....	349
11.10.4. Как построить агрегированную модель ядерного энергетического объекта?.....	350
11.10.5. Показатели уровня безопасности объекта.....	351
11.10.6. Задача измерения культуры безопасности.....	352

11.10.7. Показатели, параметры и индикаторы культуры безопасности .....	352
11.11. Измерение культуры безопасности на основе теории социального поля .....	356
11.12. Измерение культуры безопасности на основе многофакторного статистического анализа .....	356
ГЛАВА 12. РАЗВИТИЕ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ .....	358
12.1. Философия безопасности.....	358
12.2. Стадии развития культуры безопасности.....	360
12.3. Практические подходы к различным стадиям развития культуры безопасности .....	364
12.4. Влияние национальной культуры .....	366
12.5. Характерные практические подходы к совершенствованию культуры безопасности.....	367
12.6. Оценка прогресса в развитии культуры безопасности .....	368
12.7. Оценка эффективности управления безопасностью .....	370
12.8. Становление культуры безопасности на АЭС Украины .....	374
ГЛАВА 13. ОЦЕНКИ И САМООЦЕНКИ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ .....	376
13.1. Планирование оценки и самооценки культуры безопасности .....	376
13.2. Оценки международных миссий .....	378
13.3. Самооценка культуры безопасности.....	380
13.3.1. Назначение самооценки культуры безопасности и ее формализация .....	380
13.3.2. Организация и проведение .....	380
13.4. Обнаружение первых признаков снижения уровня культуры безопасности.....	382
13.4.1. Симптомы снижения уровня культуры безопасности.....	382
13.5. Роль надзорного органа (ГИЯРУ) в оценке культуры безопасности.....	385
13.6. Изменения основных индикаторов .....	389
ГЛАВА 14. УСТОЙЧИВОСТЬ АЭС К ВНЕШНИМ И ВНУТРЕННИМ УГРОЗАМ .....	392
14.1. Устойчивость работы при нормальных условиях эксплуатации .....	392
14.1.1. Показатели устойчивости и использования энергоблока.....	392
14.1.2. Физическая защита ядерных установок .....	396
14.2. Устойчивость АЭС в условиях проектных и запроектных аварий.....	398
14.2.1. Проектные меры обеспечения устойчивости АЭС.....	399
14.2.2. Аварийная готовность и реагирование .....	400
14.3. Исследование устойчивости функционирования в чрезвычайных ситуациях .....	402
14.4. Управление рисками: концепция повышения эксплуатационной устойчивости и развития.....	405
14.5. Модернизированные реакторы.....	410
14.5.1. Модернизированные реакторы ВВЭР.....	410
14.5.2. Многопетлевой кипящий энергетический реактор МКЭР-800.....	411
ГЛАВА 15. СВЯЗЬ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ С ДРУГИМИ СФЕРАМИ БЕЗОПАСНОСТИ.....	414
15.1. Регулирование деятельности потенциально опасных объектов (ПОО) .....	414
15.2. Функции ядерного регулирования .....	416
15.3. Учитываемые стандартами показатели безопасности .....	418
15.4. Охрана труда.....	421
15.4.1. Короткое описание процедур охраны труда .....	422
15.5. Управление качеством, как одна из составляющих менеджмента АЭС .....	425
15.5.1. Основные термины качества.....	425
15.5.2. Качество как категория безопасности.....	426
15.5.3. Стандартизация и сертификация систем качества.....	428
15.5.4. Программа обеспечения качества .....	432
15.6. Гражданская защита населения и персонала.....	434
15.6.1. Научная основа нормативно-законодательной базы управления гражданской защитой населения и территорий .....	434
15.6.2. Законодательная и регулирующая основа безопасности.....	436
15.7. Связь с общественностью .....	436
ГЛАВА 16. ПЕРСПЕКТИВЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ .....	440
16.1. Атомная энергия - единственный внебиосферный источник энергии .....	440
16.2. Этапы развития атомной энергетики .....	441
16.3. Водородная энергетика .....	443
16.4. Реакторы нового поколения .....	444

16.4.1. Требования к новым реакторам.....	444
16.4.2. Преимущества перехода на сверхкритические параметры.....	448
16.4.3. Накопленный опыт - основа программы.....	449
16.4.4. Проблемы, обусловленные спецификой атомной энергетики.....	452
16.5. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД).....	454
16.5.1. Эволюция ВВЭР.....	454
16.5.2. О месте реакторов СКД в ядерной энергетике 21 века.....	456
16.5.3. Реакторы с тепловым спектром нейтронов.....	457
16.5.4. Реакторы с быстрым спектром нейтронов.....	458
16.5.5. Степень проработанности предложений.....	459
16.6. Одноконтурные установки с тепловым и быстрорезонансным спектрами нейтронов.....	460
16.7. Двухконтурные установки.....	462
16.8. Реакторы, охлаждаемые водой сверхкритического давления при двухфазной схеме движения теплоносителя.....	464
16.8.1. Реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов.....	465
16.8.2. Реактор с тепловым спектром нейтронов.....	468
16.9. Водогрифовый энергетический реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя ВГЭРС.....	472
ГЛАВА 17. СУЩЕСТВУЮЩАЯ МИРОВАЯ ПРАКТИКА В СФЕРЕ ГОСУДАРСТВЕННОГО УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИМ КОМПЛЕКСОМ.....	480
17.1. Основные международные принципы управления ядерно-энергетическим комплексом.....	480
17.1.1. Роль эксплуатирующей организации в управлении безопасностью.....	480
17.1.2. Управление развитием ядерно-энергетического комплекса.....	481
17.2. Основные принципы регулирования ядерной и радиационной безопасности.....	487
17.2.1. Роль регулирующего органа.....	487
17.3. Независимость регулирующего органа и вопросы управления персоналом.....	489
17.4. Особенности государственного управления и регулирования физической ядерной безопасности.....	490
17.5. Организация государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирования ядерной и радиационной безопасности в отдельных государствах мира.....	491
17.5.1. Европейский Союз.....	492
17.5.2. Франция.....	494
17.5.3. США.....	514
17.5.4. Объединенное Королевство.....	516
17.5.5. Российская Федерация.....	517
17.5.6. Китай.....	518
ПРИЛОЖЕНИЯ.....	520
Приложение 1. Ядерное топливо ВВЭР-1000. Этапы развития.....	520
Приложение 2. Стандартные распределения вероятности.....	521
Приложение 3. Теорема Байеса.....	524
Приложение 4. Производство электроэнергии в мире.....	528
Приложение 5. Коэффициент нагрузки и количество реакторов по их типам.....	529
Приложение 6. Масштабное пространственное изображение компоновки РУ В-320.....	530
Приложение 7. Типы ТВС для современных реакторов: а) производства ТВЭЛ, б) производства Westinghouse.....	531
Приложение 8. Вклад ядерной энергетики в производство электроэнергии в странах Европы (2008 г.).....	532
Приложение 9. Стоимость электроэнергии от разных источников в Финляндии.....	533
Приложение 10. Базовые параметры основных типов реакторных установок.....	534
Приложение 11. Стоимость электроэнергии в США (эксплуатационная и топливная составляющие).....	535
Приложение 12. Поколения ядерных реакторов.....	536
Приложение 13. Проект Европейского реактора повышенной мощности поколения 3+ (EPR).....	537
Приложение 14. Модернизированный реактор ВВЭР-1000Г для энергоблоков Х3/Х4.....	538
Приложение 15. Эволюция систем безопасности РУ с реактором ВВЭР.....	540
Приложение 16. Перечень публикаций МАГАТЭ по вопросам культуры безопасности.....	542
ПРЕДМЕТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ.....	546
ЛИТЕРАТУРА.....	549

## ПРЕДИСЛОВИЕ К ПЕРВОМУ ИЗДАНИЮ

Разработка и внедрение учебного курса «Культура безопасности на ядерных объектах Украины» в высших учебных заведениях и на АЭС Украины выполнено по заказу ГП НАЭК «Энергоатом».

Обучение культуре безопасности в высших учебных заведениях и на АЭС является частью общего процесса обеспечения безопасности, рекомендуется нормативными документами МАГАТЭ и должно иметь характер непрерывного обучения. Разработка и внедрение курса в высших учебных заведениях, в первую очередь энергетических факультетов рекомендовано Институтом проблем национальной безопасности СНБО Украины.

Это книга, прежде всего, о безопасности и роли человека при этом. Приводится структура ядерной отрасли Украины и изначальные сведения об АЭС, популярно объясняется работа основного технологического оборудования АЭС. Описана ядерная энергетика в мире, даются сведения о всех ядерных реакторах в мире, безопасность АЭС Украины представлена в сравнении с АЭС мира. Показано что фундаментальным принципом управления безопасностью на современном этапе является формирование культуры безопасности. Описана роль человеческого фактора в обеспечении безопасности, приводятся методики анализа и учета человеческого фактора. Подготовка персонала рассматривается как основной элемент культуры безопасности, а психология безопасности как научное направление обеспечивающее подготовку персонала.

Рассматриваются оценки культуры безопасности и возможные способы ее измерения, развитие культуры безопасности и стадии ее развития, методы оценки и самооценки культуры безопасности. Рассматривается устойчивость работы энергоблоков при нормальных условиях эксплуатации и при авариях, приводятся показатели устойчивости и использования энергоблока и методы их расчета.

Рассматриваются перспективы атомной энергетики, приводятся обширные сведения о реакторах III и IV поколений, так называемых, реакторах естественной безопасности, приводятся преимущества перехода на сверхкритические параметры.

## ВВЕДЕНИЕ

**Культура безопасности** — это такой набор характеристик и особенностей деятельности организаций и поведения отдельных лиц, который устанавливает, что проблемам безопасности АЭС, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание, определяемое их значимостью. Это определение предмета (объекта) изучения приводится в основополагающих документах МАГАТЭ.

Учебный курс в вузе по культуре безопасности, правильно ли это, сможет ли понять молодой человек – студент проблему? И правильно ли понимаем ее мы – люди старшие, преподаватели (авторы), имеем ли мы право говорить об этом и учить этому? Если включить поиск в интернете по этим ключевым словам, что легко может сделать каждый студент, можно найти тысячи статей и ссылок. Тогда зачем? Можно ли в принципе научить культуре безопасности? А ведь именно такую цель ставит учебник (курс).

В нашем обществе еще не совсем прижились более простые принципы регулирования безопасности, неоднозначно понимаются понятия «культура» и «безопасность» в их общепринятом смысле, а здесь цель ставится изложить теорию и практику более сложного понятия, причем, имея ввиду, в первую очередь, культуру ядерной безопасности.

Несмотря на трудное становление (формирование) государства, оно осознало, что придется быть ядерным государством, развивать ядерные технологии, в том числе строить и эксплуатировать АЭС. Не может быть государства без развитой собственной энергетики и альтернативы атомной энергетике нет. Медленно, очень медленно мы пришли к такому выводу, но поняли все от простого гражданина до президента. Значит необходимо изучать и развивать это понятие (культура безопасности), вместе с конструкциями и технологиями АЭС. Изучать может быть даже в какой-то мере всем людям, получающим высшее образование, и, конечно же, тем специалистам, которые собираются работать в ядерной отрасли. В странах с развитой атомной энергетикой, в России в том числе, аналогичные курсы поставлены давно. Наше отставание в этом вопросе вызвало беспокойство правящих структур, по этой причине в Институте Проблем Национальной Безопасности РНБОУ в сентябре 2007 года прошел научный семинар (круглый стол) по этой теме, материалы которого изложены в специальном выпуске сборника научных трудов института «Экологія і ресурси» за 2007 год. По результатам семинара было принято следующее решение (на языке источника):

«Учасники круглого столу вважають за доцільне:

1. Раді Національної безпеки і оборони України:
  - звернутися до Кабінету Міністрів України з пропозицією розіслати причетним органам виконавчої влади рекомендації круглого столу для отримання зауважень і пропозицій щодо бачення заходів з вирішення означених проблем для подальшого опрацювання і врахування у своїй діяльності;

- розглянути на своїх засіданнях питання щодо проблем впровадження концепції культури безпеки у різні сфери життєдіяльності.
- 2. Національній раді з безпеки життєдіяльності при Кабінеті Міністрів України спрямувати зусилля на:
  - сприяння доопрацюванню і гармонізації чинного законодавства у сфері промислової безпеки, охорони праці на засадах культури безпеки;
  - організацію розробки проекту Концепції, а згодом і Загальнодержавної програми формування і впровадження концепції культури безпеки у всі сфери життєдіяльності;
  - організацію і проведення у другій половині 2008 року за участю представників влади, освіти, науки, громадських, міжнародних організацій і окремих країн науково-практичної конференції з проблем культури безпеки в Україні.
- 3. Державним органам з регулювання безпеки розпочати імплементацію рекомендацій Міжнародних організацій і впровадження кращого зарубіжного досвіду щодо використання концепції культури безпеки у галузях, що знаходяться під їх юрисдикцією.
- 4. Міністерству освіти і науки України розглянути можливість коригування програм навчальної дисципліни “Основи безпеки життєдіяльності” у всій системі безперервної багатоступеневої освіти з врахуванням основних положень концепції культури безпеки.
- 5. Міністерству палива та енергетики України набутий досвід впровадження культури безпеки у сфері експлуатації ядерних установок поширити на системи фізичної ядерної безпеки і аварійного реагування та сферу обслуговування цих установок (управління власними кадровими ресурсами, сервісним персоналом, закупки обладнання і апаратури і т. ін.), а також на підприємства, що здійснюють розробку і переробку уранової руди.
- 6. Міністерствам і відомствам:
  - активніше впроваджувати у власну діяльність принципи та концепцію культури безпеки;
  - ширше використовувати міжнародну і зарубіжну технічну, фінансову та консультативну допомогу для впровадження концепції культури безпеки у практику;
  - ввести розділ «Культура безпеки» у річні звіти з оцінки безпеки у галузях, що знаходяться у сфері їх управління;
  - у рамках бюджетного фінансування, яке виділяється на проведення науково-дослідних робіт, передбачити кошти для виконання підпорядкованими науково-дослідними установами досліджень особливостей і шляхів впровадження культури безпеки в Україні з врахуванням національної культури, традицій та інших національних особливостей.
  - Навчально-методичним центрам і науковим та науково-практичним виданням в галузі безпеки життєдіяльності розпочати роботу з пропаганди концепції культури безпеки, як ефективного метода досягнення високого рівня безпеки життєдіяльності».

Авторским коллективом этого же института (ИПНБ) во главе с д.м.н. Скалецким Ю.Н. в 2007 году было издано под общей редакцией академика В.П.

Горбулина учебно-методическое пособие «Культура безпеки на ядерних об'єктах України» [2]. Еще раньше, в 2005 году Инженерно-техническим центром по подготовке кадров для атомной энергетики (ИТЦ ПК) при активном содействии Департамента по подготовке и лицензированию персонала ГП НАЭК «Энергоатом» и специалистов учебно-тренировочных центров АЭС Украины разработано учебное пособие для специалистов АЭС [3].

Учебное пособие ГП НАЭК «Энергоатом» разработано специалистами практиками, учитывает их опыт работы в ядерной отрасли. По этой причине оно стало скелетом, позвоночным столбом книги, включая его оригинально выполненные маленькие иллюстрации к отдельным пунктам. Наше видение содержания отличается незначительно, в основном по причинам другой аудитории (не специалисты, а студенты). Поэтому изложение большинства вопросов более детализировано и углублено, в частности добавлены материалы по общим вопросам атомной энергетики, ее перспективах на Украине и в мире. Дополнительно использованы материалы трех специальных международных научно-практических конференций «Культура безопасности» проведенных ГП НАЭК «Энергоатом» в 2004, 2006 и 2008 годах (материалы докладов руководителей отрасли о текущем состоянии, исследования психологов ОНИЦ «Прогноз» (Абрамова В. Н., Волков Э. В.), материалы эксплуатации АЭС) с разрешения их организаторов и другие интересные материалы, имеющиеся в распоряжении авторов.

Понятие культуры безопасности введено и рекомендовано МАГАТЭ, символичным в этом смысле является текст из введения к документу INSAG-4 [4]:

«Все проблемы, которые возникают на атомных электростанциях, за исключением тех, о которых иногда говорят "Бог наказал", в какой-то степени связаны с человеческими ошибками. Однако человеческий разум очень эффективен в обнаружении и разрешении возможных проблем, что оказывает очень важное положительное влияние на безопасность. По этой причине на людях лежит тяжелое бремя ответственности. Кроме строгого соблюдения определенных процедур, они должны действовать в соответствии с концепцией "Культуры безопасности". Организации, эксплуатирующие атомные станции, и все другие организации, отвечающие за безопасность, должны развивать Культуру безопасности таким образом, чтобы предотвращать ошибки людей и извлекать пользу из положительных сторон человеческой деятельности».

В книге учтен многолетний опыт работы авторов в атомной энергетике, в том числе и опыт преподавания специальных дисциплин в вузах, занимающихся подготовкой специалистов для атомной энергетики, использованы документы и материалы МАГАТЭ и ГП НАЭК «Энергоатом».



## ПРЕДИСЛОВИЕ КО ВТОРОМУ ИЗДАНИЮ

Украина находится в первой десятке стран имеющих атомные электрические станции. Выработка электроэнергии на АЭС составляет около 50% всей выработки. На территории Украины находится крупнейшая в Европе Запорожская АЭС, на которой эксплуатируются 6 энергоблоков ВВЭР-1000, а общая численность персонала составляет более 10 тысяч человек. Всего на всех АЭС Украины работает более 30 тысяч человек, численность лицензионного персонала составляет более 400 человек. В соответствии с концепцией развития энергетики Украины до 2030 года, которая утверждена правительством, предполагается дальнейшее развитие атомной энергетики, строительство и ввод новых энергоблоков суммарной мощностью более 20 ГВт. К сожалению, после аварии на ЧАЭС в 1986 г. вопросы эксплуатации АЭС приобрели политическое значение, возник так называемый «Чернобыльский синдром». В результате моратория строительство новых АЭС было остановлено, что принципиально повлияло на современную энергетическую безопасность страны, ее положение в мире.

С целью сближения вопросов теории и практики подготовки специалистов ядерной отрасли после аварии на ЧАЭС в НТУУ «КПИ» введен ряд курсов по эксплуатации и безопасности: «Аварийные процессы на АЭС», «Вероятностный анализ безопасности», «Эксплуатация АЭС» и др.

В 2009 учебном году введен новый учебный курс по безопасности для бакалавров - "Культура безопасности на ядерных объектах Украины". Обучение культуре безопасности в высших учебных заведениях и на АЭС является частью общего современного процесса обеспечения безопасности, рекомендуется нормативными документами МАГАТЭ. Принципы культуры безопасности положены в основу современной концепции безопасности АЭС. Было разработано одноименное учебное пособие. Эта наша работа получила положительные оценки руководства департаментов безопасности и подготовки персонала эксплуатирующей организации ГП НАЭК «ЭНЕРГОАТОМ», руководителей ядерной отрасли. Содержание учебного курса обсуждалось на международных научных конференциях по культуре безопасности в 2008 и 2010 году, предварительно напечатано в профессиональном журнале «Ядерная и радиационная безопасность». Цели обучения были определены как обзорный, обобщающий курс по безопасности АЭС с выделением вопросов безопасности на первый план. Изучаются практические вопросы работы оборудования и систем АЭС, их взаимодействие в аварийных ситуациях и роль человека-оператора при этом.

Изучается процедура анализа нарушений на АЭС – студенты анализируют работу оборудования, коренные и непосредственные причины инцидентов. Изучаются параметры, переменные и индикаторы культуры безопасности. В результате приобретенного опыта преподавания дисциплины мы пришли к выводу о высокой целесообразности курсов по безопасности на

кафедре АЭС и энергетических кафедрах. Специально сформированные знания, образование в сфере безопасности со студенческой скамьи – это и есть фундамент культуры безопасности будущего специалиста атомной энергетики. После первого года обучения бакалавров было принято решение об углубленном изучении вопросов управления безопасностью в учебном курсе «Основы управления безопасностью в ядерной отрасли» для магистров и специалистов. ГП НАЭК «ЭНЕРГОАТОМ» поддержало эту идею, что позволило существенно доработать ранее разработанное пособие и издать учебник на русском и украинском языках, что облегчит подготовку украиноязычных студентов. В новом курсе вопросы управления безопасностью рассматриваются в еще большем их приближении к практической деятельности. Изучаются методы оценки состояния безопасности на основе наблюдаемых эксплуатационных показателей, организационные факторы в управлении безопасностью, причины аварий, современные международные принципы управления безопасностью, опыт стран имеющих еще более развитую ядерную отрасль, психология безопасности.

С выходом этого учебника мы имеем право сказать, что вопросам подготовки специалистов ядерной отрасли Украины в сфере безопасности уделяется должное внимание. Подготовку специалистов в нашем университете, с использованием передовых технологий анализа безопасности, мы считаем вкладом нашего университета в реформирование ядерной отрасли Украины в соответствии с международными принципами и нормами безопасности.

Профессор Широков С.В.

## ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ

AGR	Advanced Gas-cooled Reactor (усовершенствованный реактор с газовым теплоносителем);
ASCOT	Assessment of Safety Culture in Organizations Team (команда по оценке культуры безопасности в организациях (группа экспертов МАГАТЭ));
ASSET	Assessment of Safety Significant Events Team (команда по оценке событий важных для безопасности (группа экспертов МАГАТЭ));
BWR	Boiled Water Reactor (кипящий водо-водяной реактор);
CD	Core Destruction – разрушение активной зоны;
EDF	Electricité de France (общество Электричество Франции);
EIA	Energy Information Administration (Информационная администрация по энергетике);
FBR	Fast Breeder Reactor (реактор размножитель на быстрых нейтронах);
GRS	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (общество по безопасности установок и реакторов (Германия));
LWGR	Light Water Graphite Reactor (графитовый реактор с легководным теплоносителем);
OSART	Operational Safety Review Team (команда по оценке безопасности эксплуатации (группа экспертов МАГАТЭ));
PHWR	Pressurized Hard Water Reactor (реактор с тяжелой водой под давлением);
PWR	Pressurized Water Reactor (реактор с водой под давлением);
SPDS	Safety Parameters Display System (система отображения параметров безопасности);
TSC	Technical Support Center (центр технической поддержки (оператора БЩУ));
WANO	смотри ВАО АЭС;
WNA	World Nuclear Association (Всемирное ядерное сообщество).
ABP	Автоматический Ввод Резерва;
АЗ	Аварийная Защита;
АКНП	Аппаратура Контроля Нейтронного Потока;
АРМ	Автоматизированное Рабочее Место;
АРМ	Автоматический Регулятор Мощности;
АС	Атомная Станция;
АСП	Автоматика Ступенчатого Пуска;
АСУ ТП	Автоматизированная Система Управления Технологическими Процессами;
БД	База Данных;
БЩУ	Блочный Щит Управления;
ВАБ	Вероятностный Анализ Безопасности;
ВАО АЭС	Всемирная Ассоциация Организаций эксплуатирующих Атомные Электрические Станции (WANO (World Association of Nuclear

	Operators));
ВВЭР	Водо -Водяной Энергетический Реактор;
ВКБ	Вероятностные Критерии Безопасности;
ВОБ	Вероятностная Оценка Безопасности;
ВОЗ	Всемирная Организация Здравоохранения;
ГЕ САОЗ	Гидроемкость Системы Аварийного Охлаждения активной Зоны;
ГИЯРУ	Государственный Комитет Ядерного Регулирования Украины;
ГП НАЭК	"Энергоатом" Государственное Предприятие Национальная Атомная Энергогенерирующая Компания "Энергоатом";
ГЦК	Главный Циркуляционный Контур;
ГЦН	Главный Циркуляционный Насос;
ГЦТ	Главный Циркуляционный Трубопровод;
ДГ	Дизель –Генератор;
Ду	Диаметр Условный;
ЕС	Европейский Союз;
ИВС	Информационно Вычислительная Система;
ИНСАГ	INSAG (International Nuclear Safety Group) Международная Консультативная Группа по Ядерной Безопасности;
ИПУ	Импульсное Предохранительное Устройство;
КВ	Коэффициент Воспроизводства;
КД	Компенсатор Давления;
КИПиА	Контрольно Измерительные Приборы и Автоматика;
КИУМ	Коэффициент Использования Установленной Мощности;
КМПД	Концептуальная Модель Профессиональной Деятельности;
ЛПА	Ликвидация Последствий Аварии;
ЛПР	Лицо Принимающее Решение;
ЛПФО	лаборатория психофизиологического сопровождения АЭС;
МАГАТЭ	Международное Агентство по Атомной Энергии;
МКГЯБ	смотри ИНСАГ;
МКУ	Минимально Контролируемый Уровень мощности;
МОТ	Международная Организация Труда;
НД	Нормативный Документ;
НТД	Нормативно Техническая Документация;
ОАБ	Отчёт по Анализу Безопасности;
ОП	Обособленное подразделение;
ОПБ	Общие Правила Безопасности;
ОПО	Объект Повышенной Опасности;
ОР СУЗ	Орган Регулирования Системы Управления и Защиты;
ОТ	Охрана Труда;
ОЯБ	Отдел Ядерной Безопасности;
ПАТ	Противоаварийная Тренировка;
ПВЛК	Профессионально Важные Личностные Качества;
ПГ	Парогенератор;
ПЗ	Предупредительная Защита;

ПК	Предохранительный Клапан;
ПМТ	Полномасштабные Тренажеры;
ПО	Производственное Объединение;
ПОО	Потенциально Опасный Объект;
ПОРП	Правила Организации Работы с Персоналом;
ППР	Планово Предупредительный Ремонт;
ППТ	Противопожарная Тренировка;
ПС	Психологическая Служба;
ПСД	Психологическая Система Деятельности;
ПТО	Производственно Технический Отдел;
ПФО	Психофизиологический Отбор;
РБМК	Реактор Большой Мощности Канальный;
РМОТ	Рабочее Место Оператора Технолога;
РО	Регулирующий Орган;
РОП	Риск Ориентированный Подход;
РУ	Реакторная Установка;
РЩУ	Резервный Щит Управления;
САОЗ	Система Аварийного Охлаждения активной Зоны;
САОЗ ВД	Система Аварийного Охлаждения активной Зоны Высокого Давления;
САОЗ НД	Система Аварийного Охлаждения активной Зоны Низкого Давления;
СБ	Системы Безопасности;
СВРК	Система Внутрореакторного Контроля;
СКП вода	вода Сверхкритических Параметров;
СОАИ	Симптомно Ориентированные Аварийные Инструкции;
СПП	Служба Подготовки Персонала;
СУЗ	Система Управления и Защиты реактора;
ТВС	Тепловыделяющая Сборка;
ТВЭЛ	Тепловыделяющий Элемент;
ТГ	Турбогенератор;
ТОБ	Техническое Обоснование Безопасности;
ТЭН	Трубчатый Электронагреватель;
ТЭО	Технико-Экономическое Обоснование;
УММ	Учебно-Методические Материалы;
УМО	Учебно-Методическое Обеспечение;
УРБ	Система Ускоренной Разгрузки Блока;
УТЦ	Учебно-Тренировочный Центр;
ЧС	Чрезвычайная Ситуация;
ЧФ	Человеческий Фактор;
ЭВМ	Электронно-Вычислительная Машина;
ЭО	Эксплуатирующая Организация;
ЯЭ	Ядерная Энергетика;

## **ГЛАВА 1. ЯДЕРНАЯ ОТРАСЛЬ И ИЗНАЧАЛЬНЫЕ СВЕДЕНИЯ ОБ АЭС.**

Одним из самых важных показателей уровня жизни и благосостояния в цивилизованных странах является годовое потребление электроэнергии на душу населения.

Во многих странах этот показатель составляет не менее 6000 кВт-ч в год, в некоторых — 10000-12000 кВт-ч, а в Украине - лишь 4000-4200 кВт-ч в год. Приведенный показатель существенным образом снизился после прекращения эксплуатации Чернобыльской АЭС.

Ограниченные ресурсы органического топлива в Украине и высокая стоимость его импорта не позволяют наращивать производство электроэнергии на тепловых электростанциях, которые, ко всему, требуют технического переоснащения и реконструкции. В этих условиях единственно экономически и экологически оправданным является строительство новых энергоблоков АЭС.

В настоящее время на Земле построено около 500 ядерных реакторов для целей энергетики. Образовалась большая отрасль индустрии – ядерная энергетика, задача которой – производство топлива и оборудования для АЭС, строительство и эксплуатация АЭС и подготовка персонала.

### **1.1. Что такое ядерная отрасль**

Под ядерной отраслью понимается та часть деятельности общества и государства, которая связана с производством энергии на АЭС. Это понятие намного шире имеющегося в «Классификации видов экономической деятельности» Украины (КВЕД 11120) - производство электроэнергии атомными электростанциями, оно включает в себя и добычу руды, и производство ядерного топлива и оборудования для АЭС, и хранение и переработка отработанного ядерного топлива, и проектирование АЭС и оборудования, и научные разработки, и, конечно же, подготовку персонала. Производство электроэнергии атомными электростанциями – основная цель и задача ядерной энергетики и ядерной отрасли. Это итог деятельности отрасли, зависящий от многих факторов и обстоятельств. Сооружение и эксплуатация атомной станции – это сложный и комплексный процесс, в котором заняты:

- проектировщики АС;
- конструкторы и изготовители оборудования;
- строители и монтажники;
- наладчики и специалисты подготовки блока к пуску;
- персонал АС.

Качество профессиональной деятельности всех специалистов проявляется в процессе работы и влияет на обеспечение безопасности и надежности эксплуатации АС. В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ в странах

имеющих ядерную отрасль создается «эксплуатирующая организация».

**Эксплуатирующая организация** - компания или предприятие, которое имеет разрешение регулирующего органа на эксплуатацию одной или нескольких атомных станций. В соответствии с законодательством большинства Государств, эксплуатирующая организация является юридическим лицом, ответственным за выполнение финансовых, коммерческих обязательств, а также обязанностей по обеспечению безопасности и любых других обязанностей, которые могут возникнуть при эксплуатации атомных станций. Независимо от других обязанностей и видов ответственности эксплуатирующей организации, Руководства МАГАТЭ по безопасности рассматривает те из них, которые необходимы для обеспечения безопасной эксплуатации атомных станций, находящихся под контролем эксплуатирующей организации.

**Атомной электрической станцией (АЭС)** называется промышленное предприятие для производства электрической энергии в заданных режимах и условиях применения и располагающееся в пределах конкретной территории, на котором для осуществления этой цели используется ядерный реактор (реакторы) и комплекс необходимых систем, устройств, оборудования и сооружений с необходимым персоналом. Обычно АЭС состоит из нескольких энергоблоков, каждый из которых имеет свою ЯППУ. Современные АЭС имеют красивый дизайн, хорошо вписываются в природный ландшафт, и при нормальной эксплуатации не приносят вреда окружающей среде, приносят хороший доход (смотри ниже рис. 1.1–1.4).

Эксплуатирующая организация в Украине – ГП НАЭК «Энергоатом» – государственная энергетическая компания [5], которая объединяет четыре действующие АЭС, на которых эксплуатируется 15 ядерных энергоблоков общей установленной мощностью 13835 МВт. и обеспечивающая производство около половины электроэнергии в Украине, рис. 1.1. Одним из приоритетов ее деятельности является безопасное производство электроэнергии на атомных станциях. ЧАЭС находится с 2004 г. в состоянии вывода из эксплуатации и не входит в состав ГП НАЭК «Энергоатом». В последнее время достигнуто значительного улучшения технико-экономических показателей работы действующих АЭС. В 2005 году АЭС выработали 88,8 млрд. кВт-час, или 47,9% от общей выработки электроэнергии в стране. Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) в 2004 году достиг 79,5%, но в 2005 году он снизился до 75% вследствие ограничений на линиях выдачи мощности.

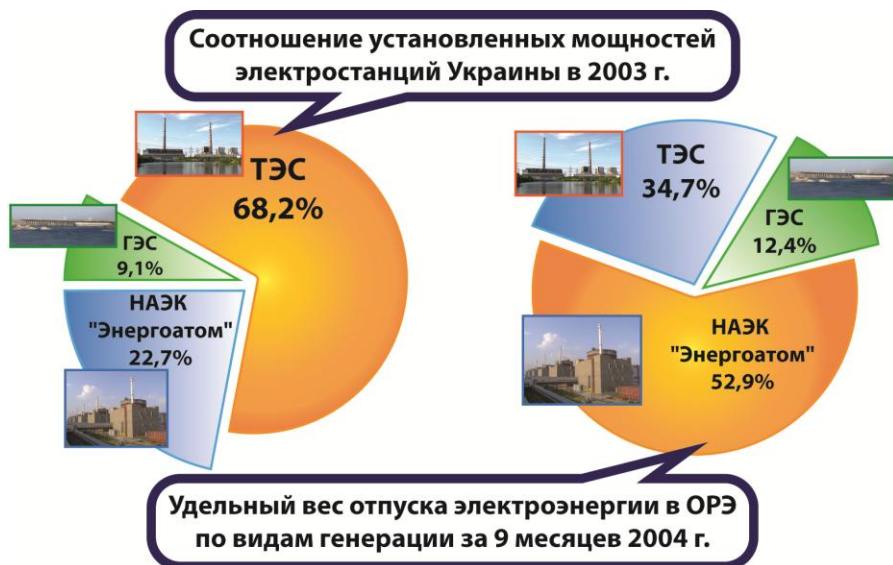


Рис. 1.1. Доля ГП НАЭК «Энергоатом» в электроэнергетике Украины.

Структура и доля каждой АЭС в общем производстве атомной электроэнергии представлена на рис.1.2. Фото самой мощной АЭС Украины и Европы представлено на рис. 1.3. Заметим, что по итогам эксплуатации за 2004 год ЗАЭС была признана лучшей по безопасности в Европе.

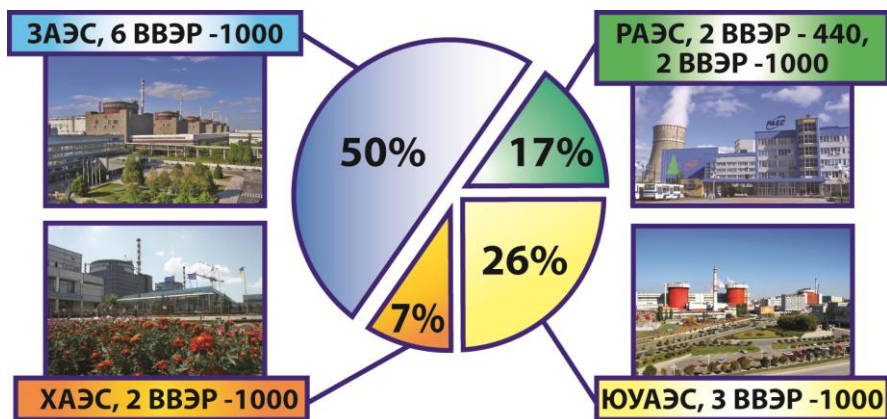


Рис.1.2. Структура и доля каждой АЭС в ядерной отрасли.

Как видно из рис. 1.2 почти на всех АЭС установлены реакторы типа ВВЭР 1000. Краткая характеристика всех энергоблоков АЭС Украины приведена ниже в таблице 1.1. На первых двух блоках Ривненской АЭС установлены реакторные установки ВВЭР-440/213.





Рис. 1.3. Запорожская АЭС.



Рис. 1.4. Ривненская АЭС.

Таблица 1.1. Действующие блоки АЭС Украины.

	Обозначение	Тип РУ	Мощность (МВт) тепловая	Тип ТГ	Год пуска	Дата окончания проектного срока эксплуатации
1.	ЗАЭС-1	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	10.12.1984	10.12.2014
2.	ЗАЭС-2	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	22.10.1985	22.07.2015
3.	ЗАЭС-3	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	10.12.1986	10.12.2016
4.	ЗАЭС-4	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	18.12.1987	18.12.2017
5.	ЗАЭС-5	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	20.08.1989	14.08.2019
6.	ЗАЭС-6	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	19.10.1995	19.10.2025
7.	РАЭС-1	ВВЭР-440	1375	ТВВ-220-2-УЗ	22.12.1980	22.12.2030 <sup>*)</sup>
8.	РАЭС-2	ВВЭР-440	1375	ТВВ-220-2-УЗ	22.12.1981	22.12.2031 <sup>*)</sup>
9.	РАЭС-3	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	21.12.1986	21.12.2016
10.	РАЭС-4	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	10.10.2004	10.10.2034
11.	ХАЭС-1	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	22.12.1987	22.12.2017
12.	ХАЭС-2	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	07.09.2005	08.08.2034
13.	ЮУАЭС-1	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	22.12.1982	31.12.2012
14.	ЮУАЭС-2	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	06.01.1985	06.01.2015
15.	ЮУАЭС-3	ВВЭР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	20.09.1989	20.09.2019

<sup>\*)</sup> Выдано лицензию на право эксплуатации на протяжении 20 лет после окончания проектного срока эксплуатации.

Как видим, почти все энергоблоки спроектированы, построены и введены в эксплуатацию до Чернобыльской катастрофы, в эксплуатации находятся хорошо отработанные надежные реакторы конструкции ОКБ «Гидропресс» (Россия). Проводимые реконструкции касались, прежде всего, совершенствования и замены элементов систем управления и защиты, повышения их надежности. Заметим, что проводимая после 1986 года недальновидная политика моратория на прекращение строительства новых энергоблоков привела к энергетической зависимости Украины от внешних поставок энергоресурсов. Из девяти энергоблоков, строительство которых было начато до 1986, в независимой Украине удалось завершить только три: ЗАЭС-6, РАЭС-4 и ХАЭС-2. На этих энергоблоках системы управления и защиты были полностью заменены новыми в годы их пуска.

## 1.2. Структура ядерной отрасли Украины

Украина эксплуатирует 15 энергоблоков (смотри табл. 1.1), 2 энергоблока находится в стадии остановленного строительства, 3 энергоблока Чернобыльской АЭС находятся в состоянии снятия с эксплуатации. Энергоблоки атомных станций Украины расположены на 5 площадках АЭС, см. рис.1.5:

- Запорожская АЭС (ЗАЭС) – г. Энергодар
- Ривненская АЭС (РАЭС) - г. Кузнецовск
- Южноукраинская АЭС (ЮУАЭС) – г. Южноукраинск
- Хмельницкая АЭС (ХАЭС) – г. Нетишин
- Чернобыльской АЭС (ЧАЭС) – г. Припять



Рис. 1.5. Підприємства ядерної промисловості України.

Крім АЕС в склад ядерної промисловості України входять:

- 2 діючих сховища використаного ядерного палива Запорізької та Чорнобильської АЕС, і сховища, які будуються на Чорнобильській АЕС;
- 2 дослідницьких реакторів;
- сховища радіоактивних відходів і підприємства, які здійснюють обробку радіоактивних відходів;
- підприємств ураноперероблювальної промисловості.

В нинішньому посібнику особливу увагу приділяється експлуатації АЕС, так як тут в найбільшій мірі проявляється зв'язок між поведінкою людини і безпекою. Однак таке розгляд культури безпеки поширюється на всіх, кого це стосується, так як вищий рівень безпеки досягається тільки тоді, коли кожен прагне до загальної мети. Діяльність ядерної промисловості України визначається, в основному, двома організаціями: 1) Державне підприємство Національна атомна енергогенеруюча компанія "Енергоатом" (рис. 1.6); 2) Державний комітет ядерного регулювання України. Розглянемо їх діяльність більш детально.



Рис. 1.6. Структура ГП НАЭК «Энергоатом».

В соответствии с Законом Украины "Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности" на ГП НАЭК "Энергоатом" возложены функции эксплуатирующей организации, отвечающей за безопасность всех АЭС страны. Кроме того, ГП НАЭК "Энергоатом" занимается сооружением новых и реконструкцией действующих энергомощностей, закупкой свежего и вывозом отработанного ядерного топлива, созданием национальной инфраструктуры обращения с отработанным ядерным топливом и радиоактивными отходами, физической защитой объектов атомной энергетики, переподготовкой, повышением квалификации кадров. Подчиняется ГП НАЭК «Энергоатом» Министерству топлива и энергетики Украины. Главной задачей ГП НАЭК "Энергоатом" было и остается увеличение производства электроэнергии на атомных электростанциях при условии постоянного повышения уровня безопасности их эксплуатации. Доля электроэнергии производимой ГП НАЭК «Энергоатом» в общем производстве электроэнергии в Украине постоянно увеличивается (см. рис. 1.7).

В состав<sup>1</sup> ГП НАЭК "Энергоатом", кроме АЭС входит ряд обособленных подразделений, выполняющих функции не связанные напрямую с эксплуатацией реакторной установки и оборудования. Обособленное подразделение «Атомкомплект» ГП НАЭК "Энергоатом" было создано в августе 2002 г. для проведения единой политики снабжения

<sup>1</sup> Состав предприятия может меняться, здесь приводятся данные 2008 года.

материально-технических ресурсов для потребностей ГП НАЭК "Энергоатом".



Рис.1.7. Производство электроэнергии на АЭС, ТЭС и ГЭС Украины.

В настоящее время одной из основных задач ОП «Атомкомплект» является выбор поставщиков на конкурсной основе и обеспечение централизованных снабжений материально-технических ресурсов для потребностей атомных электростанций.

«Атомремонтсервис» (АРС) – обособленное подразделение ГП НАЭК «Энергоатом», созданное в ноябре в 2000 г. с целью повышения управления качеством и эффективностью проведения ремонтных работ на атомных электростанциях, а также для трудоустройства квалифицированного персонала Чернобыльской АЭС.

Обособленное подразделение «Атомэнергомаш» ГП НАЭК "Энергоатом" создано на базе трех предприятий: завода нестандартного оборудования и трубопроводов, завода специальных конструкций и ремонтно-механического завода. ОП «Атомэнергомаш» является мощной многопрофильной структурой, изготавливающей сертифицированную продукцию энергетического машиностроения для всех украинских АЭС и осуществляющей агрегатно-восстановительные ремонты теплообменного оборудования, единственным предприятием в Украине с действующими мощностями по изготовлению элементов трубопроводов и нестандартного оборудования для объектов энергетики.

Задачами обособленного подразделения «Аварийно-технический центр» (ОП АТЦ) являются: обеспечение постоянной готовности Украины к быстрым и эффективным действиям в случае возникновения аварий на предприятиях атомной энергетики и промышленности в соответствии с международными обязательствами Украины и требованиями

Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) относительно создания национальной системы ликвидации последствий ядерных катастроф и аварий; выполнение отдельных видов работ по выводу из эксплуатации и консервации ядерных установок и объектов, предназначенных для использования ядерных технологий и обращения с радиоактивными отходами; обеспечение готовности к реализации аварийных мероприятий на случай аварий на транспорте при перевозке радиационно-опасных грузов.

ОП «Научно-технического центр» осуществляет научно-техническую поддержку деятельности ГП НАЭК «Энергоатом».

Основные сведения про АЭС Украины смотри выше в разделе 1.1 (рис. 1.2, и таблица 1.1).

Государственный комитет ядерного регулирования Украины [6] является центральным органом исполнительной власти со специальным статусом. Государственный комитет ядерного регулирования Украины подчиняется Кабинету Министров Украины. Деятельность комитета регулируется "Положением о Государственном комитете ядерного регулирования Украины", в котором определены основные задачи ГИЯРУ: участие в формировании и обеспечении реализации государственной политики в сфере использования ядерной энергии, обеспечение соблюдения требований ядерной и радиационной безопасности; осуществление в границах своей компетенции государственного регулирования безопасности использования ядерной энергии, соблюдение требований ядерной и радиационной безопасности; осуществление государственного надзора за соблюдением законодательства, норм, правил и стандартов по использованию ядерной энергии, требований ядерной и радиационной безопасности; координация деятельности центральных и местных органов исполнительной власти, которые соответственно законодательству осуществляют государственное регулирование ядерной и радиационной безопасности. Государственное регулирование ядерной и радиационной безопасности, которое осуществляет Комитет, заключается в определении критериев, требований и условий по безопасности во время использования ядерной энергии (нормирование); выдаче разрешений и лицензий на осуществление деятельности в этой сфере (лицензирование); осуществлении государственного надзора за соблюдением законодательства, норм, правил и стандартов по ядерной и радиационной безопасности (надзор). Государственный комитет ядерного регулирования Украины включает центральную и региональные Государственные инспекции по ядерной и радиационной безопасности и Государственные инспекции по ядерной безопасности на всех АЭС Украины. Научно-техническую поддержку деятельности Государственного комитета ядерного регулирования Украины осуществляет Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности (ГНТЦ ЯРБ).

### 1.3. Изначальные сведения об АЭС

Упрощенная принципиальная (тепловая) схема АЭС представлена на рис.1.8. Ясно, что на этом рисунке представлены только главные элементы энергоблока, входящие в состав ЯППУ любого типа. Кроме того, в единичном числе в состав энергоблока, как правило, входит лишь реактор и компенсатор давления. Турбогенераторные установки входят в количестве 1 – 3, в зависимости от мощности и типа станции, главные циркуляционные насосы и парогенераторы в количестве 4–12, конденсаторы – 4 – 12, и т.д.

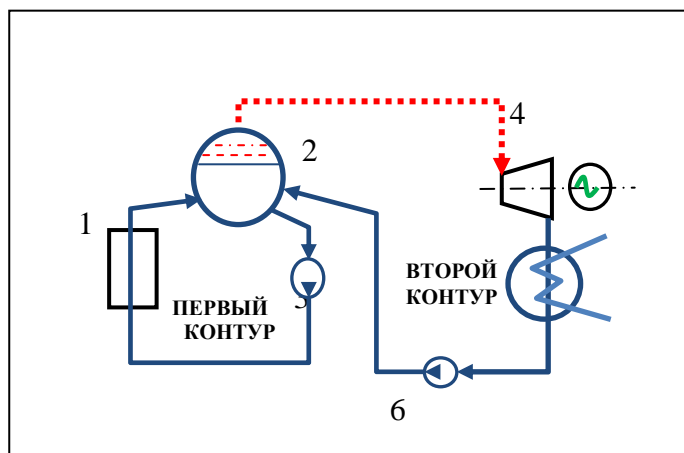


Рис. 1.8. Упрощенная схема АЭС.

1- реактор, 2- парогенератор, 3- ГЦН, 4- турбогенератор,  
5- конденсатор турбины, 6- конденсатный насос.

Нагретая в реакторе вода поступает в парогенератор, где отдает запасенную в реакторе энергию воде второго контура превращая ее в пар с высокими параметрами. Пар вращает турбину, находящуюся на одной оси с генератором переменного тока. Отработанный пар поступает в конденсаторы, охлаждаемые холодной водой, конденсируется и конденсатными насосами подается обратно в парогенератор. Более подробно описание ЯППУ представлено в последующих разделах.

#### 1.3.1. Классификация атомных электростанций

Атомные электростанции классифицируют по многим признакам [7,8]. Наиболее важной классификацией для АЭС является их классификация по числу контуров. Различают АЭС *одноконтурные*, *двухконтурные* и *трехконтурные*, рис. 1. В любом случае на современных АЭС в качестве двигателя применяют паровые турбины.

В системе АЭС различают теплоноситель и рабочее тело. Рабочим телом, то есть средой, совершающей работу, с преобразованием тепловой энергии в

механическую, является водяной пар. Требования к чистоте пара, поступающего на турбину, настолько высоки, что могут быть удовлетворены с экономически приемлемыми показателями только при конденсации всего пара и возврате конденсата в цикл. Поэтому контур рабочего тела для АЭС, как и для любой современной тепловой электростанции, всегда замкнут и добавочная вода поступает в него лишь в небольших количествах для восполнения утечек и некоторых других потерь конденсата.

Назначение теплоносителя на АЭС — отводить теплоту, выделяющуюся в реакторе. Для предотвращения отложений на тепловыделяющих элементах

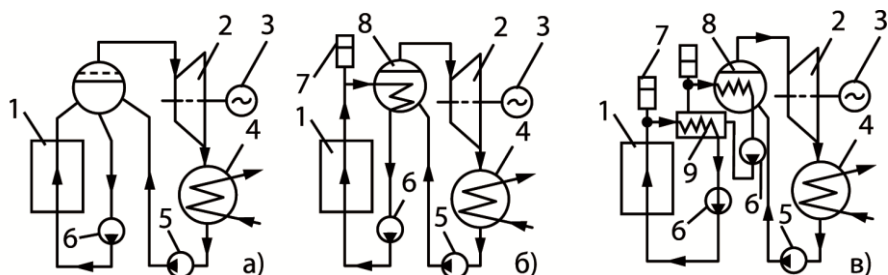


Рис. 1.9. Классификация АЭС в зависимости от числа контуров:

*а* — одноконтурная; *б* — двухконтурная; *в* — трехконтурная;

1 — реактор; 2 — паровая турбина; 3 — электрический генератор; 4 — конденсатор;

5 — питательный насос; 6 — циркуляционный насос; 7 — компенсатор объема;

8 — парогенератор; 9 — промежуточный теплообменник

необходима высокая чистота теплоносителя. Поэтому для него также необходим замкнутый контур и в особенности потому, что теплоноситель реактора всегда радиоактивен.

Если контуры теплоносителя и рабочего тела не разделены, АЭС называют одноконтурной (рис. 1.9*а*). В реакторе происходит парообразование, пар направляется в турбину, где производит работу, превращаемую в генераторе в электроэнергию. После конденсации всего пара в конденсаторе конденсат насосом подается снова в реактор. Такие реакторы работают с принудительной циркуляцией теплоносителя, для чего устанавливают главный циркуляционный насос.

В одноконтурной схеме все оборудование работает в радиационных условиях, что осложняет его эксплуатацию. Большое преимущество таких схем — простота и большая экономичность. Параметры пара перед турбиной и в реакторе отличаются лишь на значение потерь в паропроводах. По одноконтурной схеме работают Ленинградская, Курская и Смоленская АЭС.

Если контуры теплоносителя и рабочего тела разделены, то АЭС называют двухконтурной (рис. 1.9*б*). Соответственно контур теплоносителя называют первым, а контур рабочего тела — вторым. В такой схеме реактор охлаждается теплоносителем, прокачиваемым через него и парогенератор главным циркуляционным насосом. Образованный таким образом контур



теплоносителя является радиоактивным, он включает в себя не все оборудование станции, а лишь его часть. В систему первого контура входит компенсатор объема, так как объем теплоносителя изменяется в зависимости от температуры.

Пар из парогенератора двухконтурной АЭС поступает в турбину, затем в конденсатор, а конденсат из него насосом возвращается в парогенератор. Образованный таким образом второй контур включает в себя оборудование, работающее в отсутствие радиации; это упрощает эксплуатацию станции. На двухконтурной АЭС обязателен парогенератор — устройство, разделяющее оба контура, поэтому оно в равной степени принадлежит как первому, так и второму. Передача теплоты через поверхность нагрева требует перепада температур между теплоносителем и кипящей водой в парогенераторе. Для водного теплоносителя это означает поддержание в первом контуре более высокого давления, чем давление пара, подаваемого на турбину. Стремление избежать закипания теплоносителя в активной зоне реактора приводит к необходимости иметь в первом контуре давление, существенно превышающее давление во втором контуре. По двухконтурной схеме работают Нововоронежская, Кольская, Балаковская и Калининская АЭС и все действующие реакторы Украины.

В качестве теплоносителя в схеме АЭС, показанной на рис. 1.9б, могут быть использованы также и газы. Газовый теплоноситель прокачивается через реактор и парогенератор газодувкой, играющей ту же роль, что и главный циркуляционный насос, но в отличие от водного для газового теплоносителя давление в первом контуре может быть не только выше, но и ниже, чем во втором.

Каждый из описанных двух типов АЭС с водным теплоносителем имеет свои преимущества и недостатки, поэтому развиваются АЭС обоих типов. У них имеется ряд общих черт, к их числу относится работа турбин на насыщенном паре средних давлений. Одноконтурные и двухконтурные АЭС с водным теплоносителем наиболее распространены, причем в мире в основном предпочтение отдается двухконтурным АЭС.

В процессе эксплуатации возможно возникновение неплотностей на отдельных участках парогенератора, особенно в местах соединения парогенераторных трубок с коллектором или за счет коррозионных повреждений самих трубок. Если давление в первом контуре выше, чем во втором, то может возникнуть перетечка теплоносителя, приводящая к радиоактивному загрязнению второго контура. В определенных пределах такая перетечка не нарушает нормальной эксплуатации АЭС, но существуют теплоносители, интенсивно взаимодействующие с паром и водой. Это может создать опасность выброса радиоактивных веществ в обслуживаемые помещения. Таким теплоносителем является, например, жидкий натрий. Поэтому создают дополнительный, *промежуточный* контур для того, чтобы даже в аварийных ситуациях можно было избежать контакта радиоактивного

натрия с водой или водяным паром. Такую АЭС называют *трехконтурной* (рис. 1.9б).

Радиоактивный жидкометаллический теплоноситель насосом прокачивается через реактор и промежуточный теплообменник, в котором отдает теплоту нерадиоактивному жидкометаллическому теплоносителю. Последний прокачивается через парогенератор по системе, образующей промежуточный контур. Давление в промежуточном контуре поддерживается более высоким, чем в первом. Поэтому перетечка радиоактивного натрия из первого контура в промежуточный невозможна. В связи с этим при возникновении неплотности между промежуточным и вторым контурами контакт воды или пара будет только с нерадиоактивным натрием. Система второго контура для трехконтурной схемы аналогична двухконтурной схеме. Трехконтурные АЭС наиболее дорогие из-за большого количества оборудования.

### ***1.3.2. Работа основного технологического оборудования АЭС***

На рис. 1.9 показано основное технологическое оборудование АЭС [7,119]. Сердцем АЭС является реактор 1. Для АЭС по рис. 1.9а активная зона охлаждается пароводяной смесью; реакторы АЭС по рис. 1.9б, в охлаждаются однофазной жидкостью — вода под давлением (рис. 1.9б), жидкий натрий (рис. 1.9в). Однофазность теплоносителя вызывает необходимость включения в состав АЭС компенсатора объема (давления) 7, задачу которого в одноконтурной АЭС выполняет барабан-сепаратор. Обязательным агрегатом АЭС по рис. 1.9б, в является парогенератор 8.

Циркуляция теплоносителя в реакторе обеспечивается главным циркуляционным насосом 6. Для всех схем, изображенных на рис. 1.9, двигателем является паровая турбина 2, но ее параметры и соответственно конструктивная схема различаются — для водного теплоносителя это турбина насыщенного пара среднего давления; для жидкометаллического — турбина перегретого пара высокого давления. В связи с этим в первом случае возникает необходимость таких элементов, как междуцилиндровый сепаратор и промежуточный пароперегреватель. Для схемы, изображенной на рис. 1.9а, пар на турбину поступает из реактора; для схем, показанных на рис. 1.9б, в — из парогенераторов.

Отработавший в турбине пар конденсируется в конденсаторе 4 и насосом возвращается в паробразующий аппарат — реактор (рис. 1.9а) или парогенератор 8 (рис. 1.9б, в).

Таким образом, технологический процесс производства электроэнергии на АЭС включает в себя: повышение температуры конденсата до температуры насыщения и получение из него пара; расширение пара в турбине со снижением давления и температуры от начального значения перед турбиной до значения, отвечающего вакууму в конденсаторе. Суммарное протекание этих процессов определяет термодинамический цикл АЭС.

### 1.3.3. Реакторная установка с водным теплоносителем

К настоящему времени в отечественной энергетике применяют реакторы с водным теплоносителем типа ВВЭР, а каналные (РБМК) находятся на стадии снятия с эксплуатации.

Как и для любой отрасли энергетики, общая тенденция развития основного оборудования АЭС — укрупнение. Значительное концентрирование мощности в одном агрегате позволяет создавать АЭС большой суммарной мощности. Укрупнение оборудования сокращает затраты труда и материалов при его изготовлении и монтаже, обеспечивая тем самым запланированный темп роста электроэнергетики.

Для АЭС раньше, чем в обычной теплоэнергетике, началось и продолжается использование большой единичной мощности основных агрегатов, причем реактор типа РБМК даже начал свою жизнь с единичной мощности 1000 МВт, до сих пор еще не применяемой для паропроизводящих агрегатов обычной теплоэнергетики.

Развитие отечественных энергетических реакторов показано в табл. 1.2 для ВВЭР, а в табл. 1.3 дано сопоставление для единичной электрической мощности 1000 МВт, применительно к обоим типам реакторов.

Из табл. 1.2 видно, что рост единичной мощности реакторов ВВЭР, используемых в составе двухконтурной АЭС, достигается за счет не только большего диаметра корпуса реактора, то есть большего диаметра активной зоны, но и повышения среднего значения плотности теплового потока. Это достигается увеличением скорости воды в активной зоне. Важным также является укрупнение парогенераторов и ГЦН, в результате которого число реакторных петель контура уменьшилось до четырех.

Таблица 1.2. Развитие реакторов типа ВВЭР.

Основные характеристики	ВВЭР-210*	ВВЭР-365*	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Электрическая мощность, МВт	210	365	440	1000
Давление в корпусе реактора, МПа	10,0	10,5	12,5	16,0
Температура воды на входе в реактор, °С	252	252	268	289

Продолжение таблицы 1.2. Развитие реакторов типа ВВЭР

Основные характеристики	ВВЭР-210*	ВВЭР-365*	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Температура воды на выходе из реактора, °С	273	280	301	322
Плотность теплового потока, кВт/м <sup>2</sup>	214·10 <sup>3</sup>	428·10 <sup>3</sup>	440·10 <sup>3</sup>	632·10 <sup>3</sup>
Давление пара перед турбиной, МПа	2,9	2,9	4,4	6,0
Расход воды через реактор, м <sup>3</sup> /ч	36 500	49 500	39 000	76 000
Диаметр корпуса, м	3,8	3,84	3,84	4,50
Высота корпуса, м	11,14	11,80	11,80	10,85
Высота активной зоны, м	2,5	2,5	2,5	3,5
Условный (эквивалентный) диаметр активной зоны, м	2,88	2,88	2,88	3,2
Диаметр стержневого твэла, мм	10,2	9,1	9,1	9,1
Средняя расчетная глубина выгорания, МВт·сут/кг	13	27	28,6	26—40
Среднее обогащение топлива подпитки, %	2,0	3,0	3,5	3,3—4,4

\* Выведены из эксплуатации в связи с исчерпанием ресурса.

Таблица 1.3. Сопоставление важнейших показателей АЭС с реакторами типа ВВЭР и РБМК для единичной электрической мощности 1000 МВт.

Основные характеристики	ВВЭР-1000	РБМК-1000
Высота и диаметр корпуса, испытывающего воздействие нейтронного излучения, м	10,85/4,5	—
Давление в реакторе, МПа	16,0	7,0
Длина и диаметр больших корпусов, не испытывающих воздействия нейтронного излучения, м	15,0/4,0 четыре парогенератора с давлением в корпусах 6,4 МПа	30,0/2,5 четыре барабана-сепаратора с давлением в них 7 МПа

Основные характеристики	ВВЭР-1000	РБМК-1000
Возможность перегрузки топлива на ходу	Нет	Есть
Среднее обогащение топлива подпитки по $^{235}\text{U}$ , %	3,3–4,4	2,4 (2,0 до аварии на ЧАЭС)
Первоначальная загрузка топлива, т	66	190
Обогащение первоначальной загрузки $^{235}\text{U}$ , %	3,3	2,0 (1,8 до аварии на ЧАЭС)
Количество $^{235}\text{U}$ в первоначальной загрузке, т	2,2	3,78 (3,4 до аварии на ЧАЭС)

Корпус реактора, находящийся под воздействием нейтронного излучения, требует наибольшего внимания. На первых реакторах типа ВВЭР отсутствовала возможность периодического контроля металла корпуса; в современных конструкциях такая возможность предусмотрена: между сухой защитой и корпусом реактора (рис. 1.10) имеется свободное пространство с шириной сечения 720 мм. На этом рисунке видна сухая защита, заменившая применявшийся ранее для этой цели кольцевой водяной бак. Для сухой защиты использован серпентинитовый бетон, хорошо связывающий и удерживающий воду (и, следовательно, водород) и снижающий поток нейтронов за пределами шахты реактора. От возможного повышения температуры его предусмотрено воздушное охлаждение 5. Кроме того, учитывая различие в коэффициентах расширения, на границе между обычным и серпентинитовым бетоном создается тепловой барьер за счет системы воздухоохлаждаемых труб 3.

Осуществляются также различные методы неразрушающего контроля. Реакторы типа ВВЭР на отечественных АЭС ранее сооружались мощностью 440 МВт (ВВЭР-440). В последние годы основным типом ЯПТУ на Украине стал реактор ВВЭР-1000 (рис. 1.11).

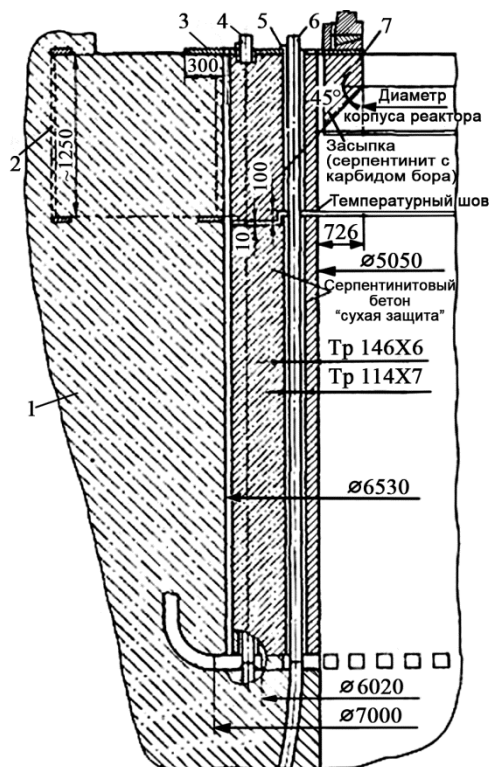


Рис. 1.10. Сухая защита корпуса реактора, выполненная с доступом для осмотра корпуса реактора:

1 — обычный бетон; 2 — несущая часть опоры реакторного корпуса; 3 — подача воздуха (тепловой барьер между обычным и серпентинитовым бетоном); 4 — труба для передвижения противовеса приводов ионизационной камеры; 5 — кольцевое сечение для прохода воздуха, охлаждающего серпентинитовый бетон; 6 — труба для опускания привода ионизационной камеры; 7 — опора реакторного корпуса

Диаметр корпуса этого реактора принят максимальным по условиям железнодорожных габаритов — 4,5 м. Это ограничивает рост единичной мощности реакторов типа ВВЭР, который возможен только при дальнейшем увеличении диаметра корпуса. Это видно, например, из рис. 1.12 для реакторов США (предельная осуществленная мощность составляет 1300 МВт).

Для реактора типа ВВЭР обязательно использование борного регулирования. Жидкий поглотитель уменьшает неравномерность энерговыделения в активной зоне. При этом медленные эффекты компенсируются за счет равномерно распределенного в воде бора (в виде борной кислоты), а быстрые — системой управления и защиты реактора (СУЗ).

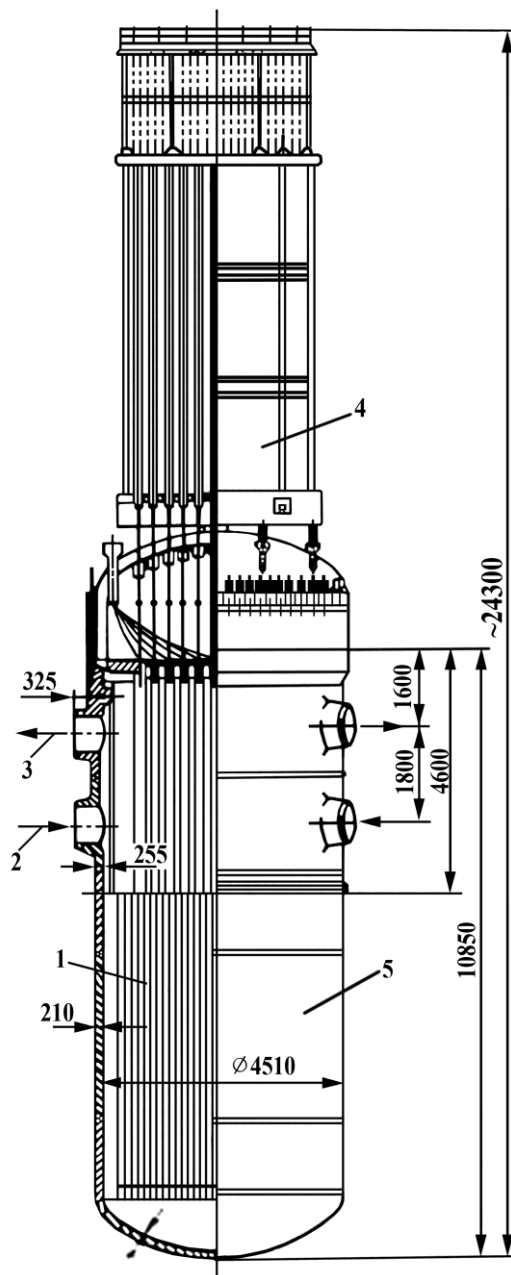


Рис. 1.11. Реактор ВВЭР-1000:

1 — активная зона; 2, 3 — вход и выход теплоносителя; 4 — верхний блок с приводами СУЗ;  
5 — корпус с внутрикорпусными устройствами

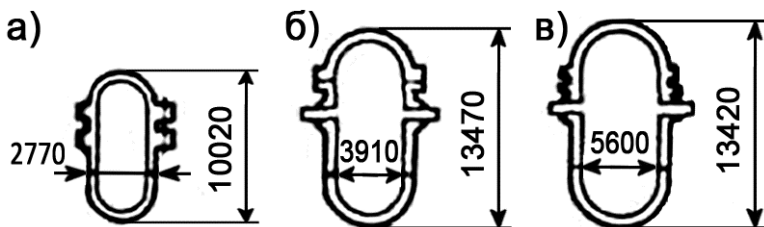


Рис. 1.12. Размеры корпусов реакторов США с теплоносителем — вода под давлением (PWR) для мощности, МВт:  
 а — 66; б — 495; в — 1500

В реакторах типа ВВЭР для выгрузки отработавших и загрузки свежих твэлов необходим останов реактора и снятие верхнего блока и крышки реактора. Ежегодно заменяется 1/3 полной топливной загрузки (трехгодичный топливный цикл). Выгружаются твэлы из центра, а на их место переставляются твэлы с периферии, с установкой на их место свежих твэлов. Операции по перегрузке обычно совмещается с планово-предупредительным ремонтом (ППР), продолжительность которого примерно 20 — 40 суток. В связи с совершенствованием топлива в настоящее время идет переход на 4-х годичный топливный цикл, дальнейшем на 5-ти годичный, что значительно сократит время простоя блока на перегрузку и, соответственно, повысит коэффициент использования установленной мощности.

Реакторы одноконтурной АЭС могут быть как корпусного типа, так и канального. В корпусном варианте замедлитель и теплоноситель не разделены, поэтому доля парообразования влияет не только на свойства теплоносителя, но и на свойства замедлителя, что ограничивает допустимую кратность циркуляции. В канальном варианте замедлитель и теплоноситель разделены, поэтому доля парообразования влияет только на свойства теплоносителя и ограничивается только надежностью теплообмена, но не физикой реактора, как в корпусном варианте. Применение кипящего реактора корпусного типа ограничивает единичную мощность реактора, если диаметр корпуса выбран в соответствии с железнодорожными габаритами. Необходимость осушки пара в надводном пространстве реактора приводит к существенно большей высоте корпуса кипящего реактора (BWR) в сравнении с реакторами типа ВВЭР (PWR), что видно на рис. 1.13 в сравнении с рис. 1.12. В противоположность этому канальный вариант реактора не имеет ограничений по развитию единичной мощности, хотя и не исключает применения сосудов большого диаметра — барабанов-сепараторов, объединяющих параллельные каналы как по распределению воды, так и по выдаче пароводяной смеси для ее осушки. Эти корпуса имеют диаметры, отвечающие железнодорожным габаритам; они легкодоступны для осмотра, а главное — не находятся под воздействием нейтронного излучения. Поэтому канальный реактор — РБМК был основным типом реактора в СССР для одноконтурной АЭС. Отсутствие корпусов высокого давления, находящихся



под воздействием нейтронного излучения, является большим преимуществом реакторов типа РБМК не только в сравнении с реакторами типа ВВЭР, но и в сравнении с зарубежными корпусными реакторами одноконтурной АЭС (рис. 1.13), за исключением канадских реакторов с тяжеловодными замедлителем. Единственное существенное ограничение на увеличение единичной мощности канальных реакторов типа РБМК – это их управляемость.

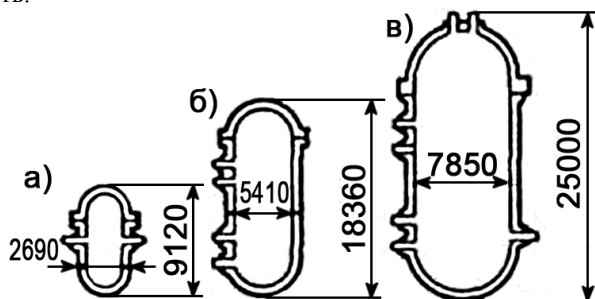


Рис. 1.13. Размеры корпусов реакторов США с кипящей водой (BWR) для мощности, МВт: а — 75; б — 515-640; в — 1500

В случае АЭС Канады используются двухконтурные ЯППУ, и тяжелая вода используется не только как замедлитель, но и как теплоноситель первого контура. Высокая стоимость тяжелой воды (особенно проявляется с ростом единичной мощности реактора, потому что увеличивается ее расход на заполнение системы первого контура) привела к переходу на использование в новом проекте канадского реактора (ACR-1000) в качестве теплоносителя обычной легкой воды с сохранением тяжелой воды только как замедлителя.

#### **1.3.4. Некоторые сведения об оборудовании ядерной энергетической установки с реактором ВВЭР-1000**

На Украине 13 из 15 эксплуатируемых блоков АЭС оснащены реакторными установками ВВЭР-1000 (смотри табл. 1.1), поэтому остановимся более детально на конструкции ЯППУ с этим типом ядерного реактора. Наиболее важными с точки зрения эксплуатации и наиболее критичными с точки зрения безопасности являются следующие системы ЯППУ: реактор, парогенератор, ГЦН, турбина.

**Реактор.** Реактор энергетический ВВЭР-1000 предназначен для выработки тепловой энергии за счёт цепной реакции деления атомных ядер. При этом в элементах реактора происходит поглощение энергии продуктов деления атомных ядер. На Украинских АЭС используются ядерные реакторы ВВЭР-1000 типа В-320. Основные характеристики этого элемента ЯППУ приведены в табл. 1.2 и пункте 1.3.3 (см. также рис 1.10, рис 1.11). К приведенным выше характеристикам необходимо добавить следующие важные параметры:

- давление теплоносителя на выходе из реактора –  $15,7 \pm 0,3$  МПа;
- предельно допустимая тепловая мощность – 3210 МВт;
- температура теплоносителя на выходе из реактора –  $320^{\circ}\text{C}$ ;
- расход теплоносителя –  $80800^{+4000}_{-4800}$  м<sup>3</sup>/ч;
- количество измерительных каналов – 64;
- количество ТВС в активной зоне реактора – 163;
- количество ТВЭЛ в ТВС – 312;
- количество ОР СУЗ – 61;
- дополнительный регулятор мощности –  $\text{H}_3\text{BO}_3$ ;
- диапазон регулирования мощности при автоматическом управлении –  $10 \div 110$  % от номинальной;
- диапазон регулирования мощности при ручном управлении –  $0 \div 110$  % от номинальной;
- материал корпуса и крышки реактора – сталь 15ХНМФА;
- материал оболочки ТВЭЛ – цирконий легированный 1 % ниобием;
- топливный элемент (ТВЭЛ) – набор полых цилиндров  $\text{UO}_2$ ;

**Парогенератор.** На Украинских АЭС с реакторными установками типа ВВЭР-1000 (В-320) применяются парогенераторы типа ПГВ-1000 (рис. 1.14 и рис. 1.15, табл. 1.4). Этот парогенератор представляет собой горизонтальный испаритель с общей поверхностью теплообмена  $6115 \text{ м}^2$  с U-образным трубным пучком из трубок диаметром 16 мм и толщиной 1,5 мм помещенные в цилиндрический корпус парогенератора. Концы трубок завальцованы в двух вертикальных коллекторах теплоносителя. Нагретый в активной зоне реактора теплоноситель поступает во входной коллектор, распределяется по трубкам и, пройдя через них, отдаёт своё тепло питательной воде (теплоноситель второго контура), находящейся в межтрубном пространстве. Образующийся при нагреве питательной воды насыщенный пар, проходя из парового пространства парогенератора через жалюзийный сепаратор, подвергается сушке и затем через патрубки поступает в паровой коллектор. Подвод и отвод теплоносителя осуществляется снизу через коллекторы. В верхней части коллекторы имеют люки для доступа к трубчатке. На корпусе парогенератора предусмотрены штуцера, к которым присоединяются трубопроводы непрерывной и периодической продувок, через которые часть воды удаляется из контура на очистку. Для крепления парогенератора используются механическая система опор и система гидроамортизаторов, которые обеспечивают: восприятие весовых и сейсмических нагрузок, перемещение парогенератора при термическом расширении трубопроводов и корпуса парогенератора; восприятие усилий в случае разрыва трубопроводов Ду850 мм. Парогенератор снаружи закрыт тепловой изоляцией, прикреплённой к корпусу без применения сварки.

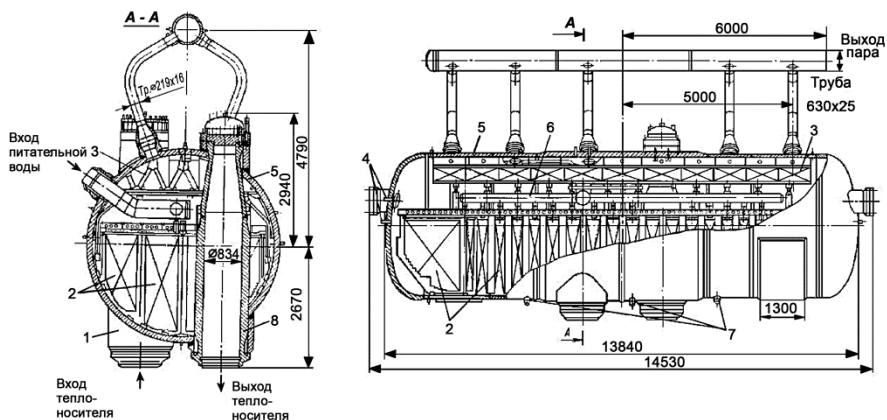


Рис. 1.14. Парогенератор ПГВ-1000:

1- входной коллектор первого контура; 2 – поверхность теплообмена; 3 – жалюзийные сепараторы; 4 – штуцера уровнемеров; 5 – корпус ПГ; 6 – раздающий коллектор питательной воды; 7 – штуцера продувки и дренажа; 8 – выходной коллектор первого контура.

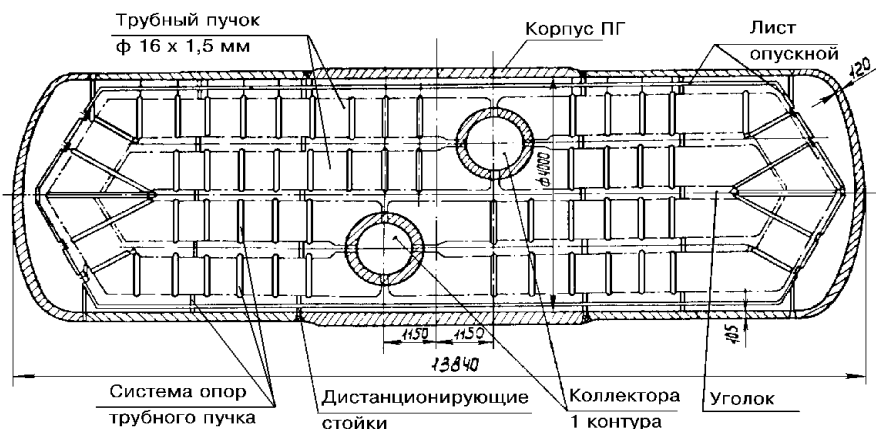


Рис. 1.15. Схема расположения теплообменных труб в парогенераторе ПГВ-1000.

Конструкция парогенератора предполагает значительную площадь контакта теплоносителя с элементами парогенератора, поэтому очень важным является выбор марок металла. В связи с жёсткими нормами содержания продуктов коррозии в воде первого контура для изготовления трубок поверхности теплообмена применена хромо-никелевая сталь аустенитного класса 08X18H10T. Эта сталь обладает высокой общей коррозионной стойкостью по сравнению с другими марками стали, технологична, хорошо сваривается. Однако аустенитные стали этого класса, также как и углеродистые стали, склонны к таким специфическим видам

коррозии как щелочная хрупкость, щелевая коррозия и, особенно, коррозия под напряжением (коррозионное растрескивание).

Таблица 1.4. Основные технические характеристики ПГВ-1000.

Наименование	Номинальная величина
Тепловая мощность (МВт)	750
Электрическая мощность на один ПГ (МВт)	250
Расход теплоносителя первого контура при работе на четырёх петлях (т/ч) при работе на двух петлях (т/ч)	21200 26000
Число теплообменных трубок	11500
Средняя длина теплообменной трубки (м)	11,1
Паропроизводительность (т/ч)	1470
Паропроизводительность предельно допустимая (т/ч)	1573
Давление генерируемого пара (МПа)	6,3±0,2
Температура генерируемого пара (°C)	278,5
Температура питательной воды (°C)	220
Температура теплоносителя на входе (°C)	320
Температура теплоносителя на выходе (°C)	289

Коллектор пара и система питательной воды ПГВ-1000 изготавливается из конструкционной углеродистой стали марки 20, что обусловлено высокими требованиями к механическим свойствам этих элементов. Указанная сталь обладает высокой пластичностью, широко применяется в изготовлении теплообменной аппаратуры, работающей под давлением до 15,7 МПа при температуре до 450 °C, технологична, сваривается всеми видами сварки. Для снижения массы и габаритов корпуса ПГВ-1000 в качестве конструкционного материала корпуса применена высокопрочная низколегированная сталь перлитного класса марки 10ГН2МФА. Соединения элементов и деталей ПГ должны обеспечивать плотность, исключающую возможность перетечек из одного контура в другой. Протечки теплоносителя выше регламентируемых пределов (5 дм<sup>3</sup>/ч для ВВЭР-1000) недопустимы, так как второй контур не имеет биологической защиты и связан с окружающей средой. Герметичность трубок парогенератора обычно контролируется токовихревыми методами во время остановок реактора. При работе реакторной установки герметичность парогенератора обычно контролируют путем отбора проб теплоносителя второго контура и лабораторных измерений активности радионуклидов в них, а также с помощью детекторов, регистрирующих общую гамма-активность острого пара в паропроводах второго контура и общую гамма-активность теплоносителя второго контура. Средний срок службы до списания парогенератора ПГВ-1000 составляет не менее 30 лет.

**ГЦН.** Главные циркуляционные насосы предназначены в случае реактора типа ВВЭР для организации циркуляции теплоносителя первого контура через реактор по схеме первого контура, рис. 1.8:

**ГЦН→реактор→парогенератор→ГЦН→...**

В реакторах ВВЭР-1000 (В-320) используется главный циркуляционный насос типа ГЦН-195М (рис. 1.16, рис. 1.17, табл. 1.5). ГЦН-195М – вертикальный центробежный одноступенчатый насос с блоком торцевого уплотнения вала, консольным рабочим колесом, осевым подводом перекачиваемого теплоносителя, выносным электродвигателем. Отличительной особенностью насосных агрегатов такого типа является наличие механического уплотнения вращающегося вала и высокий момент инерции ротора за счёт массивного маховика электродвигателя (постоянная выбега у ГЦН-195М равна 30 секунд, после этого подача теплоносителя снижается всего в 2,7 раза). Силовой корпус («улитка») в этом насосе эллиптического вида. На рис. 1.17 приведена типовая структурная схема ГЦН-195М, на которой показаны основные узлы насоса: электродвигатель; подшипниковые опоры с системой смазки; уплотнение вращающегося вала с системой питания и охлаждения, проточная часть. ГЦН размещается в гермооболочке, устанавливается на «холодной» нитке главного циркуляционного трубопровода и подаёт охлаждённую в парогенераторе воду (теплоноситель первого контура) в реактор. Конструктивно ГЦН-195М представляет собой агрегат, состоящий из насоса с антиреверсным устройством, электродвигателя ВА3-215/109-6АМ05 и вспомогательных систем.

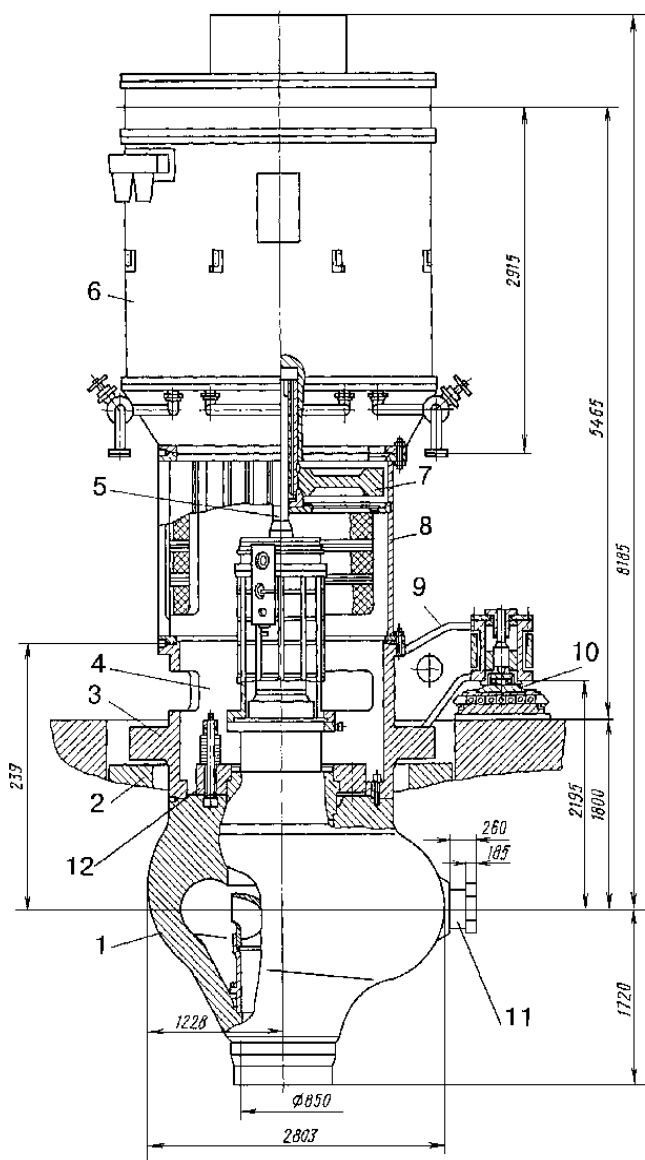


Рис. 1.16. Главный циркуляционный насос типа ГЦН-195М:

1- улитка; 2 – биологическая защита (кольцо); 3 – нижняя проставка; 4 – выемная часть ГЦН; 5 – торсион; 6 – электродвигатель ВАЭ 215; 7 – маховик; 8 – верхняя проставка; 9 – опорная лапа; 10 – шаровая опора; 11 – цапфа для крепления тяги; 12 – главный разъем.

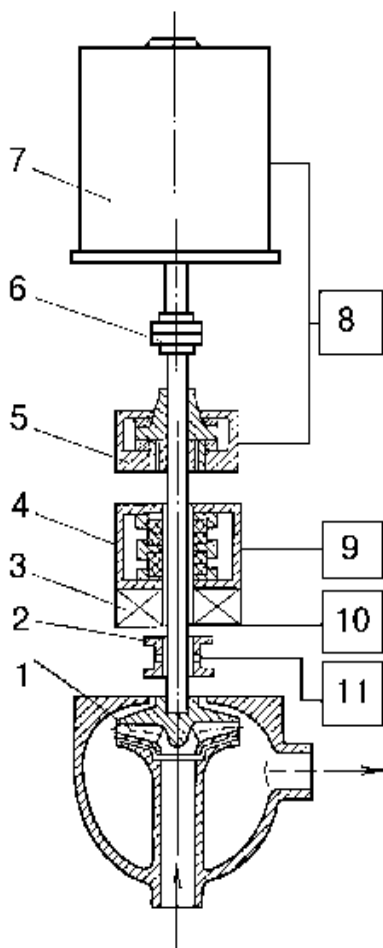


Рис. 1.17. Принципиальная схема главного циркуляционного насоса типа ГЦН-195М:

1 – проточная часть насоса;  
 2 – нижний радиальный подшипник;  
 3 – холодильник корпуса уплотнения вала;  
 4 – блок уплотнения вала;  
 5 – радиально-осевой подшипник;  
 6 – соединительная муфта;  
 7 – электродвигатель; 8 – система смазки;  
 9 – система питания уплотнения вала; 10 – система охлаждения;  
 11 – система питания радиального подшипника.

В соответствии с классификацией по категориям безопасности ГЦН относится к устройствам нормальной эксплуатации. При этом система ГЦН несет дополнительную функцию как система, обеспечивающая циркуляцию теплоносителя при выбеге при различных авариях с обесточиванием, что позволяет осуществлять плавный выход в режим естественной циркуляции. ГЦН спроектирован таким образом, что обеспечивается:

- нахождение ГЦН в горячем резерве, включая режимы обратного тока в случае повреждения антиреверсного устройства,

неограниченно во времени;

- пуск и устойчивая работа ГЦН при любом сочетании работающих насосов в реакторной установке;
- кавитационный запас во всех переходных режимах работы реакторной установки;
- остановка (выбег) ГЦН без повреждений при перерыве подачи охлаждающей и уплотняющей воды;
- уровень пульсации давления и вибрации ГЦН, не приводящий к нарушениям в насосе и связанных с ним системах;

- отсутствие выхода радиоактивного теплоносителя в атмосферу через уплотнение вала насоса;
- отсутствие летящих предметов, представляющих опасность для реакторной установки, во всех проектных режимах;
- все детали и узлы ГЦН, соприкасающиеся с теплоносителем, охлаждающей водой промконтура и запирающей водой, изготовлены из сталей стойких к коррозии и эрозии;
- материалы деталей, изготовленных из аустенитных марок сталей, не имеют склонности к межкристаллитной коррозии;
- химсостав материалов деталей, соприкасающихся с теплоносителем, не содержит добавок кобальта и других элементов, которые образуют долгоживущие изотопы в активной рабочей среде;
- ремонтпригодность – обеспечивается возможность разборки и замены составных частей, предусмотрен соответствующий ЗИП и оборудование для ремонта;
- конструктивное исполнение ГЦН обеспечивает возможность ремонта электродвигателя и его элементов без разборки насоса;
- непрерывная работа ГЦН на всех эксплуатационных режимах 10000 часов;
- средняя наработка до отказа – не менее 18000 часов;
- средний ресурс между средними ремонтами не менее 16000 часов;
- средний срок службы до списания не менее 30 лет.

Таблица 1.5. Основные технические характеристики ГЦН-195М.

Наименование	Номинальная величина
Производительность (м <sup>3</sup> /ч)	20000÷27000
Давление на всасывании (МПа)	15,3
Напор (МПа)	0,662±0,0245
Число оборотов (об/мин)	1000
Расчетная температура (°C)	350
Расчетное давление на прочность (МПа)	17,6
Потребляемая мощность на холодной/горячей воде (кВт)	7000/5300
Время разгона ротора насоса при пуске (с)	не более 12

**Турбина.** На Украинских АЭС с реакторами ВВЭР-1000 типа В-320 используется два варианта турбинных установок (табл. 1.6): 1) паровая турбина типа К-1000-60/1500 (или К-1000-60/1500-2) и генератором переменного тока ТВВ-1000-4-УЗ; 2) паровая турбина К-1000-60/3000 и генератором переменного тока ТВВ-1000-2-УЗ.

Оба варианта предназначены для работы на насыщенном паре по моноблочной схеме – блок состоит из одного реактора и одной турбины для непосредственного привода генератора переменного тока. Устанавливается



турбинная установка в закрытом машинном зале и рассчитана на несение базовой части графика нагрузок, а также на участие в нормальном и аварийном регулировании мощности энергосистемы с возможностью покрытия переменной части графиков.

Таблица 1.6. Основные технические характеристики турбинной установки.

Наименование	Номинальная величина	
	К-1000-60/1500	К-1000-60/3000
Номинальная мощность (при тепловой мощности реактора 3200 МВт), МВт	1000	1000
Частота вращения, об/мин	1500	3000
Количество цилиндров	4	5
Конструктивная схема	ЦВД + 3 ЦНД	ЦВД + 4 ЦНД
Расход свежего пара при номинальной мощности, т/ч	6430	5870
Температура свежего пара на входе в ЦВД, °С	274,3	274,3
Давление свежего пара на входе в ЦВД, МПа	5,89	5,89
Допустимое число пусков	1500	нет информации
Количество пусков в течение года	не более 50	нет информации
Наработка на отказ, ч	не менее 5500	нет информации
Срок службы до списания, лет	30	30

#### 1.4. Сравнительные характеристики энергетических установок

Действующие АЭС, хотя и несколько уступают тепловым электростанциям по КПД, имеют существенные преимущества по сравнению с другими промышленными энергоустановками. К преимуществам относятся, прежде всего, их компактность, отсутствие вредных выбросов при нормальной эксплуатации, сравнительно небольшое количество топлива на год и большие его запасы на территории Украины. Сравнительные (некоторые) характеристики наиболее распространенных энергетических установок приведено в табл. 1.7[9].

Таблица 1.7. – Некоторые характеристики распространенных энергетических установок мощностью 1000 МВт при нормальных условиях эксплуатации.

Характеристика	На угле	На нефти (мазуте)	На ядерном топливе
Количество топлива на год (тонны)	$2,2 \cdot 10^6$	$1,6 \cdot 10^6$	150
Хранение топлива	40 га (4000·100 м)	25 га (50 резервуаров по 3000 м <sup>3</sup> )	50 м <sup>3</sup> (66 контейнеров по 3 т.)
Стоимость топлива	450 млн.	600 млн.	6 млн.
Транспорт на перевозку топлива	22 насыпных сухогруза по 10000 т – по одному каждые 10 суток	1500 барж по 1000 т (4 баржи ежедневно)	2 вагона, или 7 грузовых автомобилей
Выбросы (тонны) • Зола (тв. частицы) • Окислы серы • СО • Окислы азота • Радиоактивные изотопы	4490 139000 210 21000 см. табл. 1.10	730 52700 80 22000 см. табл. 1.10	— — — — см. табл. 1.10
Территория отчуждения	500÷1000 м	500÷1000 м	до 3000 м
К.П.Д. (на электроэнергию)	22÷43 %	22÷43 %	27÷33 %

Как видим, по выбросам вредных веществ и воздействию на окружающую среду ядерная энергетика имеет значительные преимущества перед всеми

### 1.5. Ядерная энергетика в мире

Начало строительства атомных реакторов относится ко второй половине 20 века. С 1955 по 1995 гг. темпы были очень бурными и представлены рис. 1.18–1.20 соответственно [10-12].

Ниже приводится таблица размещения АЭС по странам мира – табл. 1.8. Данные для этой таблицы взяты из статистики МАГАТЭ (Международное агентство по атомной энергии) (<http://www.iaea.org/>), статистики EIA (Energy Information Administration) (<http://www.eia.doe.gov/>), статистики WNA (World Nuclear Association) (<http://www.world-nuclear.org/>) и других

информационных источников. Типы реакторов приведены в соответствии с принятой международной классификацией (WNA). Как видим, география размещения АЭС весьма обширна, 32 страны мира используют ядерные технологии производства электроэнергии. Атомные электрические станции размещены на всех континентах во всех странах мира, имеющих развитую промышленность. Годы ввода новых блоков в этой таблице приводятся только для эксплуатируемых на сегодняшний день блоков АЭС.

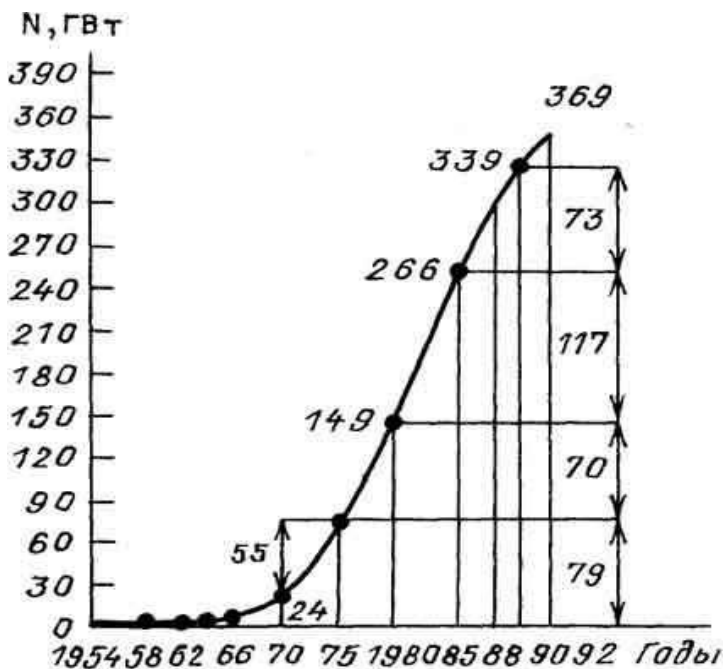
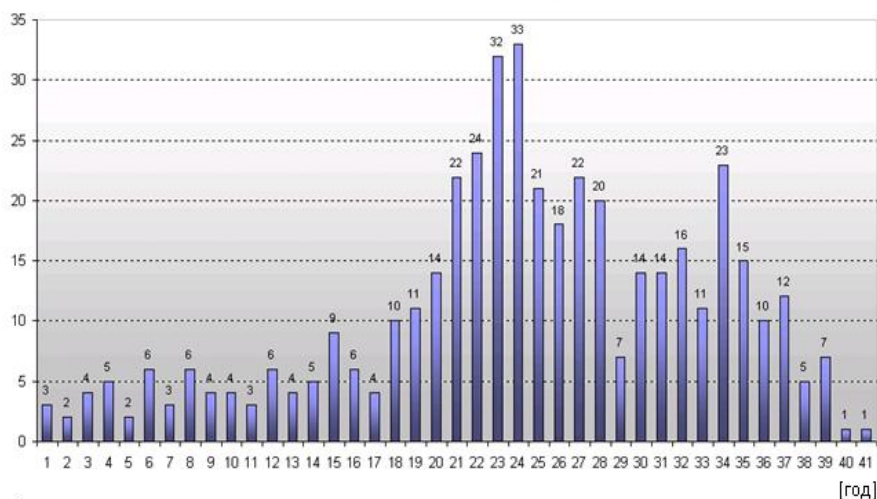


Рис.1.18. Диаграмма ввода новых блоков АЭС



Рис. 1.19. Динамика эксплуатации ядерных реакторов.

**Число работающих ядерных реакторов по возрасту  
(на 7 января 2008 года)**



Примечание: возраст реактора отсчитывается от момента включения в сеть

Рис. 1.20. Возраст эксплуатируемых ядерных реакторов.

Таблица 1.8. Размещение АЭС по странам мира<sup>2</sup>

Страна	Всего работающих реакторов <sup>3</sup> (на 2008 год)	Тип ядерного реактора	Общая установленная электрическая мощность АЭС, (МВт) (на 2008 год)	Доля АЭС в энергетике страны (%) (на 2007 год)	Годы ввода новых блоков	Экспорт/ импорт электроэнергии ( $\text{кВт}\cdot\text{ч}\cdot 10^9$ ) (на 2005 год)
1. Аргентина	2+1	PHWR	935+692	6,2	1974 - 1983	4,140/8,017
2. Бельгия	7	PWR	5824	54,1	1974 - 1985	8,024/14,328
3. Болгария	2+2	PWR	1906+1906	32,1	1980 - 1991	8,380/0,799
4. Бразилия	2	PWR	1795	2,8	1982 - 2000	0,160/39,202
5. Великобритания	19	AGR, PWR, Magnox	10222	15,1	1968 - 1995	2,839/11,160
6. Венгрия	4	PWR	1829	36,8	1982 - 1987	9,410/15,637
7. Германия	17	PWR, BWR	20470	27,3	1975 - 1989	61,427/56,861
8. Индия	17+6	BWR, PHWR	3782+2910	2,5	1969 - 2007	0,067/1,764
9. Иран	0+1	PWR	0+915	0,0	—	2,761/2,170
10. Испания	8	PWR, BWR	7450	17,4	1971 - 1988	11,555/10,212
11. Казахстан	0+2	PWR	0+600	0,0	—	3,978/4,552
12. Канада	18	PHWR	12621	14,7	1971 - 1993	42,930/19,332
13. Китай	11+8	PWR, PHWR	8438+7820	1,9	1994 - 2007	11,194/5,011
14. Китай, Тайвань	6+2	PWR, BWR	4921+2600	18,1	1978 - 1985	0/0
15. Литва	1+2	RBMK, PWR	1185+3200	64,4	1983 - 1987	8,607/5,641
16. Мексика	2	BWR	1360	4,6	1989 - 1994	1,597/0,471
17. Нидерланды	1	PWR	482	4,1	1973	5,398/23,691
18. Пакистан	2+1	PHWR, PWR	425+300	2,3	1966 - 1993	0,0/0,0
19. Россия	31+8	PWR, RBMK, FBR, LWGR	21743+5809	16,0	1972 - 2004	22,520/10,139
20. Румыния	2	PHWR	1300	13,0	1996 - 2007	5,224/2,321
21. Словакия	5	PWR	2034	54,3	1980 - 1999	11,270/8,005
22. Словения	1	PWR	696	41,6	1983	7,558/7,234
23. США	104+1	PWR, BWR	100582+1165	19,4	1960 - 1996	19,803/44,527
24. Украина	15+2	PWR	13835+2000	48,1	1972 - 2005	10,068/1,715
25. Финляндия	4	PWR, BWR	2696	28,9	1977 - 1982	0,933/17,922
26. Франция	59+1	PWR, FBR	63260+1600	76,9	1974 - 2000	68,331/8,035
27. Чешская республика	6	PWR	3619	30,3	1985 - 2003	24,985/12,351
28. Швейцария	5	PWR, BWR	3220	40,0	1969 - 1984	31,996/38,346
29. Швеция	10	PWR, BWR	9014	46,1	1972 - 1985	21,968/14,576
30. Южная Африка	2	PWR	1800	5,5	1984 - 1985	13,422/11,079
31. Южная Корея	20+5	PWR, PHWR	17451+5180	35,3	1978 - 2005	0,0/0,0
32. Япония	55+2	PWR, BWR	47587+2191	27,5	1970 - 2006	0,0/0,0
Всего	438+44		372482 + 38888			

<sup>2</sup> Ядерные реакторы для военных целей и исследовательские реакторы здесь не рассматриваются<sup>3</sup> Со знаком «+» приводятся данные по реакторам в стадии строительства

Наибольшее количество энергоблоков, как видим, построены в США, Франции, Японии, Великобритании, России. Доля ядерной энергетики в энергетическом балансе этих стран колеблется в пределах 15÷77%. Во Франции вклад ядерной энергетики составляет 76,9 % — максимальный.

Впервые в 1951 г. продемонстрировали использование ядерных реакторов для выработки электрической энергии в США на опытной установке (EBR-1) недалеко от г. Айдахо, основное назначение которой было не выработка электричества, а исследование возможности воспроизводства топлива при эксплуатации ядерного реактора. Проработала эта установка в режиме выработки электроэнергии только восемь часов. В СССР был построен первый в мире ядерный реактор (АМ-1, от «атом мирный», реактор с графитовым замедлителем), который использовался для производства электричества в постоянном режиме, электрической мощностью 5 МВт – г. Обнинск (1954 г.). Этот реактор использовался для выработки электроэнергии и для проведения экспериментов. К 1955 году в мире было построено уже 8 ядерных реакторов. Первый серийный энергетический ядерный реактор был построен в Великобритании в 1956 году (г. Кэлдер Холл) — это был реактор типа Магnox, который помимо выработки электроэнергии предназначался для наработки плутония, электрическая мощность этой установки составляла 196 МВт.

Темпы развития атомной энергетики по вводу мощностей, как следует из рис. 1.18 были особенно большими в 60 – 70 годы 20 века. Авария на ЧАЭС 1986 года нанесла ядерной энергетике сильный удар, в конце 80-х годов существовали ошибочные мнения о полном ее поражении. На фоне этого правительства многих стран были приняты решения о прекращении строительства атомных блоков, которые впоследствии были отменены. Это привело к неравномерному распределению реакторов по количеству лет в эксплуатации, рис. 1.20. Количество реакторов находящихся в эксплуатации более 25 лет значительно превышает количество вновь введенных, т.е. возникла проблема замены энергетических мощностей. Следует обратить внимание на тот факт, что авария на ЧАЭС, не повлияла на темпы развития ядерной энергетики в развитых странах, все энергоблоки, строительство которых начато до аварии, достроены и успешно работают. Так, например, в Японии после 1986 года пущено в эксплуатацию 24 энергоблока общей мощностью 24252 МВт и строительство энергоблоков не замораживалось.

## **1.6. Безопасность АЭС Украины в сравнении с АЭС мира**

Международным и Украинским законодательством нормируются вероятности тяжелых аварий на АЭС. Фактически, безопасность АЭС оценивается вероятностью повреждения РУ при различных опасных внешних и внутренних воздействиях, как то: падение самолета на РУ, землетрясение, несрабатывание защит, потеря управления из-за обесточивания, пожары, течи и т.д. Обычно рассматривают до 80 опасных факторов (исходных событий)

на различных режимах работы РУ. Такие расчеты называются вероятностным анализом безопасности [13], они проведены для АЭС во всем мире, и недавно выполнены и для АЭС Украины. Выделяются ли наши АЭС среди примерно 500 реакторов на Земле?

В таблице 1.9 приведены характерные результаты расчетов для некоторых АЭС различных стран [14]. Сразу же заметим, что поскольку приведенные цифры представляют вероятности, сравнение их корректно при одинаковых условиях, или, иначе говоря, из приведенной информации следует обращать внимание на порядок цифр, уточнение их возможно только специальными расчетами.

Таблица 1.9. Оцененные вероятности тяжелых аварий на АЭС<sup>4</sup>.

	Страна	Атомная станция	Вероятность тяжелой аварии
1.	США	Секвойя	$5,7 \cdot 10^{-5}$
2.		Сёрри	$3,9 \cdot 10^{-5}$
3.		Сибрук	$2,3 \cdot 10^{-4}$
4.		Оконе	$8,8 \cdot 10^{-5}$
5.		Лимерик	$2,4 \cdot 10^{-5}$
6.		Милистоун	$5,9 \cdot 10^{-5}$
7.		Пичботон	$2,2 \cdot 10^{-6}$
8.	Франция	СР (2)	$2,4 \cdot 10^{-5}$
9.		Палюэль	$3,6 \cdot 10^{-6}$
10.		Все АЭС	$1,0 \cdot 10^{-5}$
11.	Германия	Библис Б	$3,0 \cdot 10^{-6}$
12.	Россия	Кола-3 (Кольская АЭС)	$7,9 \cdot 10^{-5}$
13.		Балаково	$4,0 \cdot 10^{-4}$
14.		Нововоронеж-5	$5,7 \cdot 10^{-3}$
15.	Словакия	Богунце-3	$7,3 \cdot 10^{-5}$
16.		Моховце	$9,2 \cdot 10^{-7}$
17.	Чехия	Дукованы	$1,2 \cdot 10^{-5}$
18.	Венгрия	Пакш	$1,3 \cdot 10^{-5}$
19.	Украина	Ривне-1	$8,0 \cdot 10^{-5}$
20.		Южно-Украинская	$1,5 \cdot 10^{-4}$
21.		Запорожье	$4,7 \cdot 10^{-5}$
22.	Япония	Все АЭС	$\approx 1,0 \cdot 10^{-6}$

Как видим, наилучшие показатели безопасности на АЭС Японии. История атомной энергетики Японии, как и Украины, началась в 60-е годы. В настоящее время в Японии действует 54 ядерных реактора<sup>5</sup> общей мощностью более 47,6 ГВт, и большинство населения поддерживает развитие атомной энергетики. После 1986 г. Япония построила 24 крупных атомных блока («Онагава-3» введен в строй в 2001 году), причем все АЭС находятся вблизи крупных городов, в то время как на Украине в работе сейчас находится 15 энергоблоков, два из которых (почти готовые) длительное

<sup>4</sup> Данные 2002 года

<sup>5</sup> До аварии на АЭС Фукусима-1 в марте 2011 г.

время не давали достраивать. Крымская АЭС была построена на 80%, но была закрыта, аналогичная судьба Одесской и Чигиринской АЭС, всего из-за ошибочно принятого моратория было остановлено строительство 8 атомных блоков. В итоге получили значительную зависимость от поставок энергоресурсов из-за рубежа.

Итак, по расчетному показателю опасных аварий, Украинские АЭС, по всем существующим типам реакторов особо не выделяются среди АЭС 32 стран мира. Заметим, что концептуальные отличия на наших АЭС все же существуют. Это, в первую очередь, малый по сравнению с западными установками уровень автоматизации и, вследствие этого, большое значение «Человеческого фактора» для безопасности. Расчеты вероятностей обязаны учитывать вероятность ошибки человека – оператора. Так как не существует отечественных методик учета возможных ошибок оператора, расчеты проводятся по методике США, опираясь на их базы данных, что приводит к некоторому завышению результатов. В этом смысле проведенные расчеты можно назвать консервативными, поскольку наши операторы, по оценкам западных специалистов, имеют более высокую подготовку.

Влияние на здоровье другого опасного фактора – радиоактивных выбросов во время работы АЭС оценено в сравнении с облучением от тепловых станций в работе специалистов Украинского НИИ экологических проблем, г. Харьков, см. журнал «Ядерная и радиационная безопасность» №2 за 2002 год. Приведем некоторые выводы и результаты этой работы, см. таблицу 1.10. Облучение от тепловых станций происходит по причине содержания в угле различных радиоактивных элементов, включая уран, торий, радий, свинец и др., радиоактивные изотопы. Небольшие их количества при сжигании угля на ТЭС сотнями тонн (ТЭС в сутки сжигает состав из 50 – 60 вагонов угля, до 3000 т.), приводят к значительным выбросам радиоактивности, в зависимости от месторождения угля и степени очистки.



Таблица 1.10. Дозовые нагрузки на население.

ТЭС, АЭС	Индивидуальная доза облучения населения на расстоянии 1000 м от источника, мкЗв/год.
Змиевская ТЭС ( <i>максимум</i> )	31,5
Криворожская ТЭС	28,7
Трипольская ТЭС	11,1
Запорожская ТЭС	8,1
Углегорская ТЭС ( <i>минимум</i> )	3,7
Запорожская АЭС	1,2
Ривненская АЭС	0,5
Южно-Украинская АЭС	0,47
Хмельницкая АЭС	0,23

Выводам специалистов Украинского НИИ экологических проблем: «Сравнение величин индивидуальных и коллективных доз, нормированных на единицу мощности показывает, что дозы от тепловых электростанций значительно превышают дозы от атомных.... Значение индивидуальной дозы нормированной на единицу фактической мощности для «средней условной» ТЭС равно 9,72 и превышает значение индивидуальной дозы нормированной на единицу установленной мощности для «средней условной» АЭС почти в 50 раз».

### 1.7. Создание ядерного топливного цикла

На сегодня 15 действующих энергоблоков АЭС Украины обеспечиваются ядерным топливом из России.

Учитывая удельный вес атомной энергетики в производстве электроэнергии, соображение национальной безопасности диктуют необходимость повышения роли Украины в производстве ядерного топлива, уменьшение зависимости от поставок ядерного топлива за счет постепенного создания мощностей по производству ядерного топлива и его компонентов.

Общая схема ядерно-топливного цикла (ЯТЦ) включает урановое производство, циркониевое производство, фабрикации тепловыделяющих сборок (ТВС), производство энергии на АЭС, обращение с отработанным ядерным топливом (рис. 1).

Сегодня производственные мощности атомной промышленности Украины обеспечивают:

- производство концентрата естественного урана ( $U_3O_8$ ) в объеме около 30% потребности АЭС Украины;
- производство ионообменных смол в полном объеме для выпуска концентрата природного урана;
- производство циркониевого концентрата в объеме полной потребности Украины.

С учетом того, что реализация разработанной 15 лет тому Комплексной программы создания ЯТЦ в Украине не была обеспечена необходимыми техническими ресурсами, не отвечала реалиям экономики, на сегодня возможно констатировать, что Комплексная программа в целом не выполняется. Лишь урановое производство ГП "ВостГок" в это время (2009 год) развивается в параметрах, близких к задачам Комплексной программы, но существует существенное отставание от Программы.

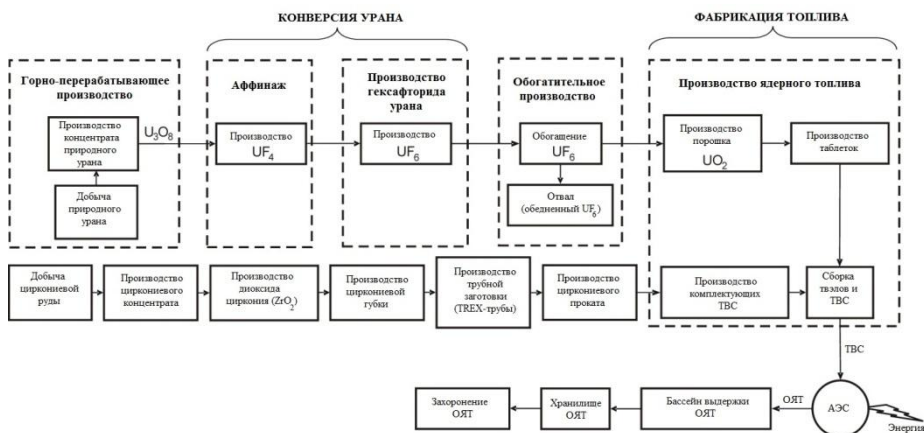


Рис. 1.21. Схема ядерно-топливного цикла

Правительством подготовлена целевая отраслевая программа развития уранового производства на период до 2030 года ("Уран Украины"), что является следующим шагом к реализации Комплексной программы создания ЯТЦ в Украине. Тем не менее, на данный момент еще существует и ряд субъективных факторов, которые сдерживают развитие уранового производства. Они зависят от колебания цен на мировом рынке урана.

Значительным препятствием планам ускоренного развития урановой промышленности Украины есть несовершенство законодательства. Для ускорения работ по развитию урановой промышленности необходимо внести изменения в ряд законодательных актов, в частности, которые касаются участия местных советов в согласовании предоставления специальных разрешений на пользование недрами, предоставление горных отводов, выкупа земельных участков.

Задачи атомной промышленности на период 2009-2013 гг. определены в программных документах правительственных решений, направлены на создание собственного ЯТЦ. Цель этих программ заключается в обеспечении развития уранового и циркониевого производств и создании мощностей по производству ядерного топлива и его элементов в Украине. Предполагается преодолеть раньше допущенные отставания по этим направлениям.

Возможны такие три варианта решения проблемы обеспечения атомных электростанций Украины ядерным топливом:

- первый вариант - закупка ядерного топлива на мировом рынке;
- второй вариант - создание мощностей для производства ядерного топлива силами отечественных предприятий и организаций;
- третий вариант - создание мощностей для производства ядерного топлива и его элементов путем кооперации с другими странами.

На сегодняшний день по первому варианту осуществляют обеспечение ядерным топливом своих атомных электростанций: Финляндия (4 реактора), Венгрия (4 реактора), Чехия (6 реакторов), Болгария (2 реактора), Словакия (5 реакторов), Украина (15 реакторов). Недостаток такого варианту заключается в полной зависимости от иностранного поставщика.

Обеспечение ядерным топливом своих атомных электростанций по второму варианту осуществляют страны, которые владеют полным комплексом ядерных технологий, в том числе технологией изотопного обогащения урана. Реализация такого варианта в Украине на это время считается нецелесообразной в связи с тем, что разработка и внедрение всего комплекса необходимых технологий нуждаются в значительных затратах и значительно политизируется.

Оптимальным есть третий вариант, согласно которому в Украине создается производство ядерного топлива с приобретением у зарубежных фирм и внедрением технологий изготовления комплектующих изделий, топливных таблеток и ТВЗ, а также с приобретением на мировом рынке услуг по обогащению урана для отечественного производства ядерного топлива.

В процессе реализации Программы предполагается:

- увеличение объема производства концентрата естественного урана до 1880 тонн в год;
- создание полного цикла циркониевого производства с выпуском циркониевого проката в объеме 170 тонн в год;
- создание производства комплектующих изделий для ТВС;
- создание производства ядерного топлива (начиная с реконверсии урана до изготовления ТВС) и строительство первой очереди завода по производству ТВС (начиная с комплектации тепловыделяющих элементов (твелов) до изготовления ТВС) мощностью 220 тонн обогащенного урана в год.

Создание собственного производства ядерного топлива возможно лишь при условии приобретения технологии его производства у зарубежного партнера.

Обогащенный уран для отечественного производства ядерного топлива планируется покупать на тендерной основе на мировом рынке.

***Увеличение объема производства концентрата естественного урана для полного обеспечения производства ТВС для АЭС Украины предполагается за счет:***

1. Поддержки и развития мощностей действующих шахт.
2. Увеличение объемов добычи урановой руды за счет:
  - освоение НовоCONSTANTINOVСКОГО месторождения;
  - освоение новых месторождений урана, в т.ч. методом подземного выщелачивания.

### 3. Увеличение объемов переработки урановой руды.

Развитие уранового производства предусматривает долгосрочную перспективу.

На первом этапе (до 2014 года) осуществляется наращивание производства природного урана.

В долгосрочной перспективе (2014-2030 года) предполагается наращивание до объемов, которые обеспечат нужды ЯТЦ, и поддержку производства урана в таких объемах.

Обязательным условием при решении указанных задач есть соблюдения всех требований относительно обеспечения защиты населения и окружающей среды во время эксплуатации предприятий атомно-промышленного комплекса, включая безопасную консервацию или снятие с эксплуатации отдельных объектов, технологических линий и элементов, создание системы индивидуального дозиметрического контроля на предприятиях отрасли.

#### ***Развитие циркониевого производства предполагается за счет:***

- технического переоснащения действующего производства циркония для производства двуокси циркония, государственное научно-производственное предприятие "Цирконий" (ГНПП "Цирконий");
- строительства и введение в эксплуатацию производства циркониевой губки на исследовательском производстве государственного предприятия "Титан" (ГП "Титан");
- строительства и введение в эксплуатацию производства циркониевых сплавов и TREX-трубы на ГНПП "Цирконий";
- реконструкции и технического переоснащения государственного предприятия "Днепропетровский завод прецизионных труб" (ГП "ДЗПТ") для производства циркониевого проката (трубы, прутки, лента).

#### ***Для организации производства ядерного топлива предполагается:***

- выбор на конкурсной основе партнера, который владеет технологией производства ядерного топлива для реакторов типа ВВЭР, и согласование условий передачи Украине такой технологии;
- приобретение технологии и оборудования для изготовления комплектующих изделий из циркониевого проката и нержавеющей стали;
- приобретение технологии и оборудования для изготовления топливных таблеток из обогащенного гексафторида урана;
- приобретение технологии и оборудования для монтажа твелов и ТВС;
- разработка нормативной базы для обеспечения ядерной и радиационной безопасности при производстве ядерного топлива;
- строительство комплекса для производства комплектующих изделий и фабрикации ТВС.

В результате достижения запланированного Программой "Ядерное топливо Украины" на 2009-2013 года уровня развития атомной промышленности Украины будет уменьшено в 2014 году на 80% зависимость Украины от импорта услуг по изготовлению твелов и ТВС и обеспечит базу для ограничения импорта ядерного топлива до 2020 года.

## **1.8. Расчет показателей надежности оборудования на основании опыта эксплуатации**

Эта задача имеет очень большое значение для управления безопасностью. По результатам эксплуатации персонал должен быть убежденным, что оборудование, с которым он работает, соответствует мировому уровню надежности и качества. Обычно оценка показателей надежности оборудования проводится путем точечных оценок вероятности интенсивности отказов и интенсивности отказов на требование. Нахождение законов распределений этих вероятностей - это отдельная инженерная задача, которая предоставляет важную информацию о случайных процессах отказов оборудования и степени неопределенности при этом. Проведение Байесовских оценок соответствующих параметров отказов дает возможность учесть дополнительный опыт эксплуатации и улучшить имеющиеся оценки.

Объединение этих задач вместе с оценкой влияния человеческого фактора на безаварийную работу, проведение социологических исследований состояния психологического климата в первичных коллективах и подготовка выводов относительно улучшения являются одними из основных инструментов повышения уровня культуры безопасности в частности и безопасности вообще.

### ***1.8.1. Точечные оценки***

К основным показателям надежности оборудования энергоблока, которые наиболее часто используются в расчетах надежности, относят интенсивность отказов и вероятность отказов на требование. Для ВАБ используется предположение, что интенсивность отказов постоянная [13]. Тогда время наработки до отказа (время наработки на отказ) имеет экспоненциальное распределение. При этом принимается предположение, что после ремонта объект полностью восстанавливается.

Расчет данных ведется для энергоблоков действующих АЭС, в дальнейшем такие данные будут называться эксплуатационными данными. Для расчета методом точечных оценок используются формулы (1.1)-(1.8).

**Интенсивность отказов**  $\lambda(t) = \lambda$ ,

$$\text{где } \lambda = \frac{n}{T}, \quad (1.1)$$

$n$  – количество отказов;

$T$  – суммарное время работы, часы.

Суммарное время работы оборудования определяется как время работы всех энергоблоков, за которое есть статистика отказов.

## Вероятность отказа на требование

$$P_r = \frac{d}{D}, \quad (1.2)$$

где  $d$  - количество отказов на требование;

$D$  - полное количество требований.

**Доверительный интервал** интенсивности отказов в приближении, что  $\lambda$  распределено по закону гамма-распределения с параметрами  $(n, T)$ , (см. Приложение 2):

нижняя доверительная граница

$$\lambda_{0.05} = \frac{\chi_{0.05}^2(2n)}{2T}, \quad (1.3)$$

верхняя доверительная граница

$$\lambda_{0.95} = \frac{\chi_{0.95}^2(2n)}{2T}, \quad (1.4)$$

где функции  $\chi_{0.05}^2(v)$ ,  $\chi_{0.95}^2(v)$ , есть квантили  $\chi^2$ -распределения со  $v$  степенями свободы, числовые значения этих функций находят из справочников [122, 123] или рассчитывают в математических редакторах типа Mathcad или MATLAB.

**Доверительный интервал** вероятности отказа на требование, в приближении, что  $p$  распределено по закону бета-распределения с параметрами  $(d, D-d)$ , (см. Приложение 2):

нижняя доверительная граница

$$P_{0.05} = \frac{d \cdot F_{0.05}(2 \cdot d, 2 \cdot D - 2 \cdot d)}{D - d + d \cdot F_{0.05}(2 \cdot d, 2 \cdot D - 2 \cdot d)}, \quad (1.5)$$

верхняя доверительная граница

$$P_{0,95} = \frac{d \cdot F_{0,95}(2 \cdot d, 2 \cdot D - 2 \cdot d)}{D - d + d \cdot F_{0,95}(2 \cdot d, 2 \cdot D - 2 \cdot d)}, \quad (1.6)$$

где функции  $F_{0,05}(v_1, v_2)$  та  $F_{0,95}(v_1, v_2)$  есть квантилями F-распределения с степенями свободы  $v_1$  и  $v_2$ , числовые значения этих функций находят из справочников [122, 123] или рассчитывают в математических редакторах типа Mathcad или MATLAB.

**Нормальный логарифмический фактор** ошибки (используется для оценок с применением логарифмически-нормального распределения):

Для интенсивности отказов

$$EF = \sqrt{\frac{\lambda_{0,95}}{\lambda_{0,05}}}, \quad (1.7)$$

Для вероятности отказов

$$EF = \sqrt{\frac{P_{0,95}}{P_{0,05}}}. \quad (1.8)$$

На основе точечных оценок показателей надежности работы оборудования отдельных энергоблоков, объединив их в выборку на уровне отдельной АЭС или на уровне всех АЭС страны, можно построить распределения вероятности для параметров надежности однотипного оборудования как это сделано в США [124] и в МАГАТЭ [125, 126]. Результатом такого объединения данных есть распределения вероятности для интенсивности отказов или для интенсивности отказов по требованию для основного оборудования АЭС. Наличие такой информации позволяет проведение вероятностного анализа безопасности энергоблоков, уменьшает статистическую погрешность такого анализа и облегчает оптимизацию планирования работ по улучшению эксплуатационных показателей АЭС.

Для построения таких распределений используют **стандартные распределения вероятностей** [122-131] - Приложение 2.

### 1.8.2. Бейесовские оценки

Бейесовские оценки [127-131] берут название от одноименной теоремы, которая названа в честь английского ученого Т. Бейеса (Th. Bayes), который изобрел эту теорему, (в некоторой литературе можно встретить название "Байесовские оценки"). Бейесовские оценки используются для

усовершенствования информации относительно вероятностных параметров исследуемого объекта на основе опыта эксплуатации этого объекта.

Используются Бейесовские оценки при имеющейся априорной (начальной) информации. Слово "априори" происходит от латинского "a priori" - "от предыдущего". В ходе анализа эксплуатационных данных появляется новая информация, которая изменяет представление (вероятностное суждение) о свойствах (параметрах) объекта. Таким образом, происходит постепенный пересмотр и переоценка априорного представления. В результате такой переоценки получаются параметры исследуемого объекта, которые называют - апостериорная оценка. Слово "апостериори" происходит от латинского "a posteriori" - "от следующего", на основе опыта, из опыта.

Таким образом, использования Бейесовских оценок проводится при наличии новых дополнительных данных и наличия начальных данных в виде распределения вероятности или точечной оценки.

Бейесовские оценки всегда уместны для улучшения имеющихся точечных оценок надежности оборудования отдельных энергоблоков или систем.

В случае наличия априорных (начальных) данных в виде распределения вероятности (отраслевая оценка или оценка на уровне отдельной страны) Бейесовские оценки необходимо использовать в случае неуместности переподгонки всей совокупности точечных оценок с учетом новых данных или в случае недоступности всей совокупности точечных оценок, и, соответственно, невозможности переподгонки всей совокупности точечных оценок с учетом новых данных.

Бейесовские оценки могут быть использованы для оценки надежности новых видов оборудования на этапе прохождения испытаний этого оборудования. В данном случае параметры надежности этого конкретного нового вида оборудования до завершения испытаний являются неизвестными. В таком случае как априорную информацию для проведения Бейесовских оценок можно использовать оцененные теоретические данные надежности нового вида оборудования, или имеющиеся данные надежности аналогичного оборудования, или имеющиеся данные относительно надежности частей этого нового вида оборудования. Если такие априорные данные отсутствуют, тогда применение Бейесовских оценок будет некорректным. Поэтому, в случае отсутствия такой априорной информации лучше не применять Бейесовские оценки, а дожидаться результатов испытаний и на основе этих результатов эксперимента построить или распределение вероятности или точечную оценку надежности нового вида оборудования.

Иногда в литературе предлагается использовать Бейесовские оценки для случая неинформативных априорных данных, т.е. для случая отсутствия четкой начальной информации относительно надежности оборудования. Считаем такой подход недопустимым для объектов повышенной опасности (ОПО), где должно использоваться только оборудование, параметры



надежности которого определены на этапе предыдущих испытаний при разработке соответствующей технологии. Т.е. на ОПО должно быть оборудование, параметры надежности которого уже известны.

### **Бейсовские точечные оценки.**

Для получения апостериорного значения точечной оценки интенсивности отказов оборудования используется априорная информация в предположении, что величина распределена по закону гамма-распределения с параметрами  $(N, T)$  (формулы (1.1), (1.3), (1.4), (Д2.1) и (Д2.2)) и соответствующим доверительным интервалом (формулы (1.3), (1.4), (Д2.2)). Априорная информация получена в результате предыдущего опыта эксплуатации или в результате предыдущих испытаний. Тогда в результате приобретенного дополнительного опыта эксплуатации, который будем характеризовать временами эксплуатации  $t$  и количеством отказов за это время  $n$ , можно построить функцию правдоподобия вида (Д3.7) с соответствующими параметрами  $(n, t)$ . В результате применения теоремы Байеса получим апостериорное гамма-распределение с параметрами  $(N+n, T+t)$  с соответствующими характеристиками (формулы (Д2.1) и (Д2.2)). Т.е. в этом случае апостериорная точечная оценка средней интенсивности

отказов будет  $\bar{\lambda}_{\text{апостер}} = \frac{N+n}{T+t}$ , а значения величин квантилей будут

соответственно  $\lambda_{0,05 \text{ апостер}} = \frac{\chi^2_{0,05}(2 \cdot N + 2 \cdot n)}{2 \cdot (T+t)}$  и

$$\lambda_{0,95 \text{ апостер}} = \frac{\chi^2_{0,95}(2 \cdot N + 2 \cdot n)}{2 \cdot (T+t)}.$$

При расчете точечных оценок вероятности отказа по требованию используется априорная информация в предположении, что величина  $r$  распределена по закону бета распределения с параметрами  $(d, D-d)$  (формулы (1.2), (1.5), (1.6), (Д2.3)-(Д2.5)) и соответствующим доверительным интервалом (формулы (Д2.4), (Д2.5), (1.5) и (1.6)). Априорная информация также получена в результате предыдущего опыта эксплуатации или в результате предыдущих испытаний. Приобретенный дополнительный опыт эксплуатации будем характеризовать количеством требований  $N$  и количеством отказов по требованию  $n$ . Построив функцию правдоподобия в виде (Д3.8) с соответствующими параметрами  $(n, N)$  и применив теорему Байеса, получим апостериорное бета распределение с параметрами  $(d+n, D+N-d-n)$  с соответствующими характеристиками (формулы (Д2.3)-(Д2.5)). В таком случае апостериорная точечная оценка средней

интенсивности отказов по требованию будет  $\bar{p}_{\text{апостер}} = \frac{d+n}{D+N}$ , а значения величин квантилей будут в соответствии с формулой (Д2.5):

$$p_{0,05 \text{ апостер}} = \frac{(d+n) \cdot F_{0,05}(2 \cdot d + 2 \cdot n, 2 \cdot D + 2 \cdot N - 2 \cdot d - 2 \cdot n)}{D+N-d-n + (d+n) \cdot F_{0,05}(2 \cdot d + 2 \cdot n, 2 \cdot D + 2 \cdot N - 2 \cdot d - 2 \cdot n)} \quad \text{и}$$

$$p_{0,95 \text{ апостер}} = \frac{(d+n) \cdot F_{0,95}(2 \cdot d + 2 \cdot n, 2 \cdot D + 2 \cdot N - 2 \cdot d - 2 \cdot n)}{D+N-d-n + (d+n) \cdot F_{0,95}(2 \cdot d + 2 \cdot n, 2 \cdot D + 2 \cdot N - 2 \cdot d - 2 \cdot n)}.$$

Байесовский расчет автоматизирован с помощью программного обеспечения, разработанного SCIENTECH Inc. на основе электронных таблиц MS Excel. Примеры результатов оценки надежности некоторого оборудования АЭС Украины представлены в таблице 1.11

Таблица 1.11. Показатели надежности

Наименование оборудования	Тип отказа	Оцениваемый параметр надежности, единица измерения	Количество отказов по данным эксплуатации	Наработка по данным эксплуатации	Среднее значение параметра по данным эксплуатации	Фактор ошибки
Насосы						
MDP1-R	Отказ в работе	$\lambda$ , 1/ч	1	782	1,28E-03	9,62
MDP2-S	Отказ на запуск	P, тр.	2	3561	5,62E-04	4,21
MDP6-R	Отказ в работе	$\lambda$ , 1/ч	11	298080	3,69E-05	1,72
Задвижки						
MOV27-E	Отказ на закрытие	P, тр.	0	734	6,80E-04	44,54
MOV27-D	Отказ на сохранение положения	$\lambda$ , 1/ч	0	2172212	2,30E-07	44,58
MOV28-O	Отказ на открытие	P, тр.	1	1100	9,09E-04	9,61

## **Выводы.**

Ядерная энергетика представляет собой одно из новейших достижений человечества, приносящее значительную пользу. По уровням рисков (безопасности) атомные станции значительно меньше других современных технических объектов. Значительное скопление энергии в небольшом пространстве требует постоянного развития и совершенствования сложных технологических процессов, специальной подготовки персонала, формирования во всей отрасли особого вида отношения к предмету труда и особых (доверительно – требовательных, ответственных) отношений между персоналом. Культура безопасности, как новейший способ управления безопасностью, способствует поддержанию требуемого уровня безопасности.

## **Вопросы для самоконтроля.**

1. Что такое ядерная отрасль?
2. Охарактеризовать структуру ядерной области Украины.
3. Привести основные сведения об АЭС.
4. Привести классификацию атомных электростанций.
5. Охарактеризовать работу основного технологического оборудования АЭС.
6. Объяснить работу реакторной установки с водным теплоносителем?
7. Приведите основные сведения об оборудовании ядерной энергетической установки с реактором ВВЭР-1000.
8. Приведите сравнительные характеристики энергетических установок.
9. Охарактеризуйте ядерную энергетику в мире.
10. Охарактеризуйте безопасность АЭС Украины в сравнении с АЭС мира.
11. Охарактеризуйте составляющие ядерного топливного цикла.
12. Приведите методику расчета показателей надежности оборудования на основании опыта эксплуатации.

## ГЛАВА 2. ОПРЕДЕЛЕНИЕ И ХАРАКТЕРИСТИКА КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ

Эффективность работы по изучению любой темы в значительной мере определяется степенью понимания и осмысления используемой терминологии, включая в первую очередь основные понятия и определения. Учитывая, что термин «культура безопасности» является составным, имеет смысл для лучшего раскрытия значения термина предварительно рассмотреть его составные части. Понятия и определение «культуры» необходимо рассмотреть с точки зрения их участия в раскрытии общего определения «культура безопасности». К ним следует отнести определения культурологии: культура, профессиональная культура, становление культуры, воспитание культуры, история культуры, национальная культура (ментальность), культура производства, культура охраны труда, культура обеспечения безопасности (МОТ), культура организации. Каждое уточняющее дополнение к основному понятию сужает понятийное поле, но делает определение все более конкретным и пригодным для описания исследуемых объектов или процессов. Рассмотрим их последовательно.

### 2.1. Основные термины культурологии

**Культура** – исторически определенный уровень развития общества, творческих сил и способностей человека, выраженный в типах и формах организации жизни и деятельности людей, а также в создаваемых ими материальных и духовных ценностях. Это определение приводится в БСЭ. В.И. Даль понимал культуру как «образование – умственное и нравственное». В словаре Ожегова дается такое определение: «Культура - совокупность производственных, общественных и духовных достижений людей». Там же приводятся следующие связанные и поясняющие термины: история культуры, культурность, человек высокой культуры, высокий уровень чего-нибудь, высокое развитие, умение. Т.е. понятие (существительное) «культура» используется с дополнением, степень чего оно отображает, и уже по умолчанию предполагает достаточный уровень развития (достижений), который соответствует положительному началу. Но вместе с тем в разговорной речи используются и отрицательные понятия: «человек невысокой культуры», «некультурно», «низкая культура (чего-то)», т.е. понятие «культура» допускает применение степеней сравнения качественного уровня. Кроме крайних степеней: «низкая» и «высокая», существуют промежуточные: посредственный, средний, невысокий уровень культуры. Восприятие этих уровней оценок также зависит от уровня дающих оценку, если оценка производится человеком высокой культуры, то понятие «средний уровень», будет означать немного ниже его уровня, но для других людей такой уровень может быть достаточно высоким. Таким образом, приходим к выводу о многозначности понятия «культура» и возможных качественных оценках уровней, зависимости критериев оценки от уровня

развития оценивающего. Второй вывод из анализа определения – достижение определенного уровня культуры – длительный процесс, всегда имеющий свою историю. Также можно сделать вывод о том, что процесс достижения определенного уровня культуры полностью зависит от обстоятельств, окружения и начального уровня субъектов: и обучения, и окружения. По этой причине этот процесс можно назвать медленным, и более подходящим синонимом ему будет слово «воспитание культуры». Проведенный анализ понятия «культура» позволил нам прийти к заключению: в каком бы контексте понятие «культура» ни рассматривалось, оно всегда указывает на процессы улучшения, преобразования, «возделывания», а также на ее связь с деятельностью, общением, влиянием на процессы саморазвития человека. Для конкретизации разных проявлений культуры перечислим некоторые широко известные элементы культуры этноса:

- Религия (конфессия).
- Государственный уклад (монархия, республика, федерация, племя).
- Язык, письменность, алфавит, диалекты.
- Жильё (вид, форма, материалы).
- Одежда (вид, форма, материалы).
- Фольклор, литература, искусство.
- Основной род деятельности, отношение к труду.
- Внутрисемейные отношения, отношение к женщине, старикам, детям.
- Организация досуга, традиции.
- Отношение к образованию, уровень развития техники.

На основании даже этого не полного перечня основных элементов культуры можно сделать следующее определение: **элементами культуры этноса** (народа) являются материальные и духовные ценности, которые характеризуют организацию жизни этноса и взаимодействие её членов. Понятие «элементы культуры» позволяет проводить системное исследование культуры, определять уровень культуры, достижения, что в свою очередь, дает возможность проводить ее качественное описание и делать качественные оценки степени ее развития.

**Профессиональная культура** - включает совокупность специальных теоретических знаний и практических умений, связанных с конкретным видом труда. Степень владения профессиональной культурой выражается в квалификации и квалификационном разряде. Необходимо различать: а) формальную квалификацию, которая удостоверяется сертификатом (диплом, аттестат, удостоверение) об окончании определенного учебного учреждения и подразумевает систему необходимых для данной профессии теоретических знаний, б) реальную квалификацию, получаемую после нескольких лет работы в данной области, включающую совокупность практических навыков и умений, т. е. профессиональный опыт [15]. Так, в ядерной энергетике существует устойчивое мнение, что работник становится профессионалом как минимум после 3-х лет практической работы, т.е. после овладения на практике определенными умениями и навыками. За это время (если работник

его сможет выдержать) он усваивает все нюансы профессии и мастерства, ранее полученные формальные знания осмысливаются, становятся понятными, проходят через «мозг, руки и душу». Человек, обладающий высокой профессиональной культурой, работает уверенно и красиво, будь то сварщик, оператор или преподаватель.

С внедрением новых технологий (компьютеры, интернет, мобильная связь) и новых тенденций изменяется также внутренняя структура профессионального мира. Иерархия упраздняется, её место занимают системы, в которых **компетенция** важнее статуса. «Выученное устаревает в новой профессионально-трудовой сфере очень быстро. Предъявляются новые требования: речь идёт об обучении в течение всей жизни, которое должно сочетаться с творчеством, умением работать в команде и личной ответственностью. ...Кажется, что с наступающим веком информации всё больше развиваются плюрализация, индивидуализация и повышаются требования, предъявляемые к личной свободе. ...Это мир, представляющий одновременно больше свободы и меньше безопасности» [16].

Развитие профессиональной компетенции предполагает освоение и реализацию комплекса современных профессиональных знаний и практических навыков их применения. Профессиональная культура специалиста, включает способности к непрерывному образованию и самообучению. Именно поэтому среди объективных факторов развития профессиональной компетенции работников выделяется информационная грамотность, как базовая способность, обеспечивающая эффективность обучения и самообразования.

Следует отметить также, что с термином «профессиональная культура» жестко связано понятие «профессионального отбора» – установление соответствия психофизиологических свойств человека, его подготовленности и навыков требованиям, предъявляемым спецификой трудовой деятельности. Для большинства профессий АЭС профессиональный отбор является обязательным, для чего на АЭС существуют специальные подразделения.

**Становление культуры** – процесс формирования определенного уровня культуры, или ее разнообразных граней (сторон). Здесь термин приводится с целью обратить внимание на постепенность процесса, его достаточно большую продолжительность и необходимость затрат энергии (средств) для достижения успеха. Так становление культуры мышления в процессе интеграции знаний заключается в преамбулах (восприятие → осознание отдельного знания → интеграция → рождение нового понятия → рефлексия способов познания → умение творческого применения способов познания). В педагогической практике доказана эффективность влияния на становление культуры мышления студентов комплекса дидактических условий, который характеризуется фундаментализацией образования, созданием научно-информационной среды, наличием научно-методического комплекса.

**Воспитание культуры** - воспитание базовой культуры личности. Одной из ведущих задач воспитания базовой культуры личности является формирование мировоззрения. Мировоззрение представляет собой целое - систему научных, философских, социально-политических, нравственных, эстетических взглядов на мир (т.е. на природу, общество и мышление). Воплощая в себе достижения мировой цивилизации, научное мировоззрение вооружает человека научной картиной мира как системным отражением наиболее существенных сторон бытия и мышления, природы и общества. В мировоззрении проявляется единство внешнего и внутреннего, объективного и субъективного. Субъективная сторона мировоззрения состоит в том, что у человека формируется не только целостный взгляд на мир, но и обобщенное представление о себе, складывающееся в понимание и переживание своего **Я**, своей индивидуальности, своей личности. У человека, достигшего того уровня развития, когда его можно назвать личностью, все свойства и качества приобретают определенную структуру, логическим центром и основанием которой становится мировоззрение. Соединяя в себе сложную совокупность ценностных отношений человека к окружающей действительности, научное мировоззрение интегрирует все свойства и качества личности, объединяет их в единое целое, определяет социальную ориентацию, личностную позицию, тип гражданского поведения и деятельности. Благодаря этому формируются мировоззренческие убеждения. Убеждения, как и знания, есть субъективное отражение объективной реальности, результат усвоения коллективного и индивидуального опыта людей. *Убеждения – это не нечто «знаемое» и «понимаемое», это знания, перешедшие во внутреннюю позицию личности.*

**История культуры** – описывает становление культуры нации, общества, государства, искусства. (3,5 млн. ссылок в интернете). Применительно к теме «культура безопасности» история будет описана ниже.

**Национальная культура (ментальность)** - Национальным менталитетом культуры называются такие глубинные структуры, которые определяют на протяжении длительного времени ее этническое или национальное своеобразие. Как правило, черты, характеризующие ментальность той или иной культуры, в отличие от идеологических, социально-политических, религиозно-конфессиональных и иных культуротворческих факторов, отличаются большой стабильностью и не изменяются столетиями. Более того, менталитет национальной культуры, даже претерпевая некоторые изменения в ходе истории, все же остается в своей основе постоянным, что позволяет идентифицировать культуру на всем ее историческом пути - от зарождения до расцвета. Так, национальное своеобразие русской культуры узнаваемо и на стадии Крещения Руси, и в период монголо-татарского ига, и в царствование Ивана Грозного, и во время петровских реформ, и при жизни Пушкина, и в "серебряный век", и при советской власти, и в эмиграции, и на современном этапе развития России.

Определенную роль в формировании менталитета национальной культуры играют природные (ландшафтные, климатические, биосферные) факторы. Великий русский историк В. Ключевский не случайно свой "Курс русской истории" начинает с анализа русской природы и ее влияния на историю народа: именно здесь закладываются начала национального менталитета и национального характера русских. Русская равнина и ее почвенное строение, речная сеть и междуречье, лес и степь, река и бескрайнее поле, овраги и летучие пески — все это формировало и мировоззрение русского народа, и тип преимущественной хозяйственной деятельности, и характер земледелия, и тип государственности, и взаимоотношения с соседними народами (в частности, кочевыми народами Великой степи), и фольклорные фантастические образы, и народную философию.

**Ментальность** - это миросозерцание в категориях и формах родного языка, которые соединяют в себе интеллектуальные, духовные и волевые качества национального характера в типичных его проявлениях. Ментальность - тот незримый минимум духовного единения людей, без которого невозможна организация любого общества. Ментальность народа актуализируется в наиболее важных культурных концептах языка. Так основоположник системного анализа А. Богданов определил русскую ментальность троицей национальной русской тектологии: «авось, небось и как-нибудь». Такая идентификация ментальности указывает на бесшабашность русской натуры, безрассудность русского характера, и, в тоже время, спокойную уверенность в своих силах, что подтверждается всей историей народа. Ментальность учитывается при обучении и подготовке операторов для работы на АЭС.

**Культура производства** — комплексная характеристика предприятия, включающая эффективность производства, применение современных технологий, качество выпускаемой продукции, безаварийную работу, показатели охраны (безопасности) труда, соответствие условий труда требованиям государственной системы стандартов безопасности труда, соблюдение законов о труде, выполнение коллективного договора и др. Существуют устойчивые этимологические формы характеризующие передовые предприятия как «предприятия высокой культуры производства и организации труда».

**Культура охраны труда** — создание условий труда направленных на профилактику травматизма и несчастных случаев. Вопрос о культуре охраны труда рассматривается на предприятии как культуре специального назначения. Другими словами, охрана труда становится частью корпоративной культуры организации и влияет на формирование положительного имиджа организации. Культура охраны труда создается лидерами на всех уровнях управления организацией и достигается ежедневными действиями и решениями, а также с помощью систем, обеспечивающих деятельность специалистов по безопасности. С другой стороны, сами специалисты по охране труда нуждаются в обучении новым



методам управления охраной труда и принципам создания положительной культуры охраны труда в организации. Развитая культура охраны труда на всех предприятиях - основное условие как предотвращения смертей на рабочем месте и профессиональных заболеваний, так и смягчения негативного воздействия глобализации.

**Культура обеспечения безопасности** – введено в руководстве МОТ [18] как базовый термин, характеризующий безопасность труда на предприятии.

**Культура организации** (**корпоративная культура**). Под культурой организации подразумевается сочетание общих ценностей, отношений и поведенческих примеров, признаваемых и разделяемых ее участниками и придающих организации её специфический характер. В целом это понятие значит «как мы обычно поступаем и действуем». Культура организации двойственна по своей сути – с одной стороны, она является чем-то устоявшимся, сформированным на протяжении ряда лет или даже десятилетий (в зависимости от времени существования самой организации), а с другой – зачастую является отражением взглядов определенного лица или группы лиц, обладающих значительным влиянием в организации, являясь в большей степени ситуативным, чем стабильным состоянием. Рисунок 2.1 в самом общем виде отображает процесс становления культуры организации.

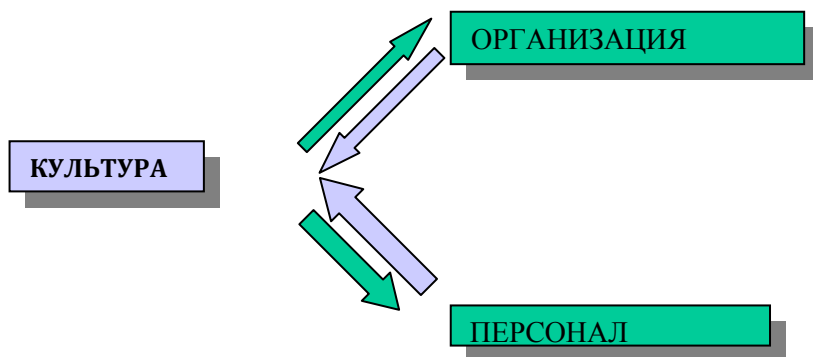


Рис. 2.1. Культура организации

**Корпоративная культура** – это атмосфера или социальный климат в организации. Многие специалисты выделяют три уровня корпоративной культуры: поверхностный, смысловой и глубинный. Поверхностный уровень – это наблюдаемое поведение: манера поведения, речь, правила, фирменные знаки, одежда (спецодежда), интерьер и другие внешние признаки (аквариумы с золотыми рыбками). Смысловой уровень характеризует формирование ценностей и отношений, сознание целей. Смысловой уровень отображает осознанность профессионального поведения. Глубинный уровень корпоративной культуры – высший уровень, когда ценности воспринимаются автоматически (на подсознательном уровне), как личные ценности.

Просматривая еще раз все приведенные часто применяемые термины,

нетрудно прийти к выводу об их взаимосвязи. Более того, в принципе, необходимо рассмотреть терминологию и установить однозначные термины, характеризующие культуру производства.

**Компетентность** - способность применять знания, навыки и отношение к работе на практике с целью ведения определенной деятельности или выполнения работы эффективным и квалифицированным образом в рамках профессии или должности в соответствии с установленными нормативами.

## 2.2. Общее понятие безопасности

**Безопасность АС** - свойство АС при нормальной эксплуатации и в случае аварий ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами.

Данная формулировка взята из нормативного документа действующего на территории СССР - “Общие положения обеспечения безопасности атомных станций”, ОПБ-88 [19].

В руководствах по безопасности АС изданий МАГАТЭ [20] приводится следующая формулировка:

**Ядерная безопасность (или просто безопасность)** - достижение надлежащих эксплуатационных условий, предотвращение аварий или ослабление последствий аварий, благодаря чему обеспечивается защита персонала площадки, населения и окружающей среды от недопустимой радиационной опасности.

Оба определения схожи и отражают интуитивное представление человека о безопасности. Когда речь заходит о безопасности атомных станций, в сознании человека отражается возможная ядерная авария, которая может произойти и последствия ее влияния на человека и окружающую среду.

А необходимо ли определять (измерять) безопасность вообще (при ее изучении)?

Чтобы вопрос не казался странным, обратимся к другим примерам. При изучении движения мы не определяем движение, но вполне довольствуемся его количественными характеристиками: пройденный путь, скорость, ускорение. При изучении тепловых явлений, наоборот, четко определяя температуру как среднюю энергию молекул, измеряем ее косвенной величиной - длиной ртутного столбика в градуснике.

Теория информации фактически не определяет что такое информация, так как достаточно понятия количества информации.

Многие авторы как основное дают определение термина «опасность», а безопасность определяют как понятие противоположное (дополнение), или как отсутствие опасности, что в принципе противостоит и соответствует устаревшей концепции обеспечения 100% безопасности.

Итак, АС является безопасной **по определению**, если:

- \* радиационное воздействие от нее на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и при проектных авариях не приводит к превышению установленных величин;

\* радиационное воздействие ограничивается до приемлемых значений при тяжелых (запроектных) авариях.

Измерить (оценить) безопасность АС, в принципе, сложно. В настоящее время безопасность действующих блоков Украинских и Российских АС оценивается комплексно по множественным показателям работы за год (квартал) в числе которых можно назвать следующие:

- общая характеристика работы энергоблока (коэффициент использования установленной мощности, коэффициент использования времени и др.);
- готовность систем безопасности;
- устойчивость работы энергоблока;
- воздействие радиоактивных продуктов на персонал и окружающую среду;
- хранение и переработка радиоактивных отходов;
- подготовка персонала;
- состояние физической и противопожарной защиты;
- факторы влияющие на безопасность.

Окончательную оценку безопасности работы блока делают *эксперты*, основываясь на данных отчета станции, в котором приведены названные показатели.

Приведенные показатели безопасности оцениваются как качественно, так и количественно, в соответствии с существующим отраслевым стандартом. Качественные оценки производится по условным качественным шкалам «плохо - хорошо», «удовлетворительно - неудовлетворительно».

В связи с большой ролью экспертных оценок, приводим определение понятие «эксперт» в соответствии с международными нормами [158]. *Эксперт (квалифицированный эксперт)* – физическое лицо, которое на основании аттестации надлежащими органами или обществами, лицензии на профессиональную деятельность или академической квалификации и опыта должным образом признано как обладающее экспертными знаниями в соответствующей сфере специализации, например, в области медицинской физики, радиационной защиты, гигиены труда, пожарной безопасности, обеспечения качества или в любой соответствующей инженерно-технической или связанной с обеспечением безопасности области.

Аттестация предполагает наличие высшего образования по специальности в определенной отрасли, подтвержденного документами и, как правило, опыта работы по специальности. Кроме того, должна быть обязательная процедура сдачи экзаменов, подтверждающая знания в организации, имеющей право выдавать лицензии. Ученые, имеющие научную степень и постоянно работающие по тематике предмета экспертизы, также могут выступать экспертами по направлениям, своей научной деятельности.

### **2.3. Оценка безопасности на основе риска.**

Безопасность во всех случаях жизни в современном обществе оценивается риском. Степень риска для человека есть единая универсальная мера

безопасности, признанная повсеместно во всем мире. В современном обществе всегда, когда заходит речь о безопасности указывается не только ее качественное значение (низкая, высокая, неполная и т.д.), но и ее численное значение. Более того в любой сфере деятельности должны быть выявлены все риски, оценены их величины, определен итоговый (суммарный) риск и его значения должны быть обнародованы (декларированы).

Декларирование безопасности и страхования риска стали основными принципами регулирования безопасности и предотвращения аварий в развитых странах с начала 70 годов прошлого века. Повышение безопасности, по определению, происходит при снижении риска, т.е. понятие безопасности конкретно и имеет определенные числовые значения. **Риск** - количественная мера опасности, которая определяется функцией двух переменных - вероятности нежелательного события и размера убытка от него:

$$R = P \times U, \quad (2.1)$$

где переменная **P** - это вероятность аварии (нежелательного события), а **U** - это размер ее последствий (убыток).

Переменная **P** – число, относится к интервалу числовых значений от 0 до 1, т.е. это величина, которая не имеет размерности, U измеряют или деньгами, или количеством погибших или пострадавших (персонал и население).

Если посмотреть на формулу сугубо с математической точки зрения, то, ставя задачу снижения параметра R, имеем возможность снизить его величину за счет уменьшения параметра P или параметра U. Т.е. предотвращение аварий в понимании снижения риска возможно за счет уменьшения вероятности ее возникновения или за счет уменьшения возможных последствий. Если последствия рассматриваются как летальный случай для одного человека, т.е.  $U = 1$ , имеем дело с определением индивидуального риска. В этом случае из формулы (2.1) получим:  $R = P$ , т.е. можно определить понятие *риска* и как вероятность летального случая

для одного человека (это частный случай общего определения).

Предельный риск, еще приемлемый для общества отображается с помощью линии приемлемости на диаграмме "вероятность - последствия". Суть диаграммы, впервые сформулирована французским исследователем Фармером в 70-х годах прошлого столетия, рис.2.2, проста: чем

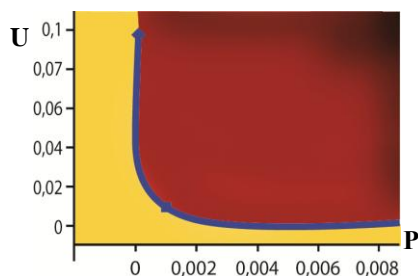


Рис. 2.2. Диаграмма Фармера

больше вероятность нежелательного события, тем меньшими должны быть его последствия. Имеем обратно пропорциональную зависимость, которая на плоскости отображается гиперболой. Такие кривые могут быть построены

для любого риска, опасного для человека или окружающей среды фактора.

Линия отображает уровень допустимого риска, сверху линии значения недопустимого риска, снизу – приемлемые значения.

Установление допустимого риска, расчет риска, который угрожает человеку с учетом всех возможных сценариев аварий, состояния защитного оборудования и обученности персонала, открытость и прозрачность вопросов безопасности, соответствующее страхование и составляют суть рыночного механизма регулирования безопасности.

Размер страховых взносов обычно зависит от уровня риска. Чем меньший риск, тем меньшие взносы, это целиком понятно. Если есть опасность, то должно быть и пропорциональное ее страхование. Такие процедуры регулирования существуют в развитых странах, такими они прописаны и в законах Украины.

Допустимые уровни рисков в Украине еще не утверждены, а Всемирная организация здравоохранения (ВОЗ) в качестве допустимых рекомендует следующие уровни рисков:

- незначительный риск -  $\leq 10^{-6}$ ;
- допустимый риск –  $1 \cdot 10^{-6}$  -  $5 \cdot 10^{-5}$ ;
- высокий (терпимый) риск –  $5 \cdot 10^{-5}$  -  $5 \cdot 10^{-4}$ ;
- недопустимый риск -  $\geq 5 \cdot 10^{-4}$ .

К большому сожалению, действующие на Украине уровни рисков чаще всего по Европейским меркам оказываются в диапазоне высоких или недопустимых, табл.2.1.

Таблица 2.1. Риски в Украине

	Отрасль	Год	Риск смерти	Риск тяжелой травмы
1	Вся промышленность	Среднее за 30 лет	$1,2 \cdot 10^{-4}$	a
2	Добыча угля в шахтах	2006	$4,3 \cdot 10^{-4}$	$2,4 \cdot 10^{-2}$
3	Строительство зданий	2005	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$
4	Автомобильный транспорт	2007	$2,1 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$
5	Бытовой травматизм (включая алкогольные отравления)	2006	$7,9 \cdot 10^{-4}$	a

а) Официальные данные искажены

Например, при количественных оценках безопасности жилых помещений должны учитываться все риски, зависящие от типа проекта, расположения здания, опасных окружающих факторов, в том числе:

- пожарная опасность зданий и сооружений (с учетом этажности);
- газораспределительные сети и газовое оборудование зданий;
- радиационная опасность - главной составляющей которой в обычных зданиях является излучение от радона - от земли (почвы) на первых этажах и от применяемых строительных материалов. В случае АЭС имеется много других источников радиоактивности, в зависимости от интенсивности которых определяется режим доступа и время пребывания в соответствующих помещениях;
- полимерные и полимеросодержащие строительные материалы, изделия и конструкции;
- электромагнитные поля;
- ультразвуковое излучение;
- опасности большепролетных сооружений от лавинообразного (прогрессирующего) обрушения при аварийных воздействиях;
- биологическая опасность;
- взрывобезопасность;
- сейсмическая опасность;
- вибрационная опасность;
- электробезопасность;
- состав атмосферного воздуха в зоне влияния предприятий, расположенных в городских поселениях, в том числе ингредиенты: оксиды азота, аммиак, пыль, формальдегид, оксид углерода, сернистый ангидрид, фенол, соли тяжелых металлов, хлористый водород.

Рассматривая список возможных опасностей, видим, что часть из них представляет постоянно действующие (шум, электромагнитные поля), а другая часть списка может проявиться как результат каких-то неисправностей или отказов, т.е. имеет случайный характер. Суммарное влияние  $n$  независимых случайных факторов  $R_i$  в теории надежности и риска учитывается по формуле:

$$R_{\Sigma} = 1 - \Pi(1 - R_i). \quad (2.2)$$

С учетом только 1-го порядка малости величин формула (2.2) может быть упрощена:

$$R_{\Sigma} = \sum R_i.$$

Т.е. риски от всех факторов необходимо просто сложить (в большинстве случаев). Ясно, что все возможные риски должны быть оценены в виде прогнозных функций на каком-то интервале времени, для чего должны быть разработаны и официально утверждены соответствующие методики. Такие методики существуют в странах Евросоюза, России, в Украине они существуют только в ядерной отрасли.

Если риск  $R \geq 10^{-3}$ , то согласно рекомендациям Всемирной Организации Здравоохранения (ВОЗ), необходимо принятие мер по обеспечению безопасности.

Законодательство многих стран, их нормативно-правовая база эксплуатации атомных станций устанавливают значения частот событий с летальным исходом в пределах  $10^{-5} \div 10^{-6}$  событий в год на один реактор. Согласно норм радиационной безопасности Украины [21] при определении величины риска оперируют такими понятиями как остаточный риск, приемлемый риск и верхняя граница индивидуального риска. Риск для АЭС оценивается вероятностью сверх нормативного облучения персонала и населения. В качестве приемлемого допустимого облучения на современном этапе принимается полученная суммарная доза в 2 бэра (при ЛПА на ЧАЭС – 25 бэр, на начальном этапе развития атомной энергетики допускалось 50 бэр)

Уровень остаточного риска принимается равный  $10^{-6}$  за год, величина приемлемого риска для персонала принимается равной  $10^{-4}$  за год, а для населения -  $10^{-5}$  за год, верхняя граница индивидуального риска для облучения особ из персонала принимается равной  $10^{-3}$  за год, а для населения -  $5 \cdot 10^{-5}$  за год.

Экономический ущерб не нормируется законодательством, поскольку вполне понятное желание свести его к минимуму для каждой эксплуатирующей организации. Иногда, для оценки эффективности корректирующих мероприятий, применяется стоимостная оценка затрат в расчете на риск увеличения выброса радиоактивных веществ.

В заключение заметим, что оценка безопасности на основе риска получила отдельное имя: *риск ориентированный подход* (РОП), в настоящее время в НАЭК разработана программа внедрения РОП (в литературе используется также термин РИП риск информированный подход).

Международная консультативная группа по ядерной безопасности (ИНСАГ) – консультативный орган при Генеральном директоре МАГАТЭ – рекомендовала количественные цели вероятностного подхода, представляющие приемлемый уровень риска для различных гипотетических

аварийных ситуаций. Эти рекомендованные количественные цели включают численные величины и известны в качестве вероятностных критериев безопасности (ВКБ).

Национальные регулирующие органы могут настаивать на том, чтобы уровни рисков были даже ниже тех, которые рекомендуются в международных масштабах. Количественные цели охватывают гипотетическую частоту повреждений активной зоны реактора, крупные выбросы радиоактивных материалов и воздействие на здоровье населения.

В отношении частоты повреждений активной зоны реактора – самой распространенной меры риска для большинства АЭС – ИНСАГ предложила вероятность 1/10 000 в год для существующих станций и 1/100 000 в год для будущих станций.

Крупный выброс радиоактивных материалов может иметь серьезные последствия для населения и потребует осуществления аварийных мер вне площадки. В этом случае количественные цели ИНСАГ составляют 1/100 000 в год для существующих станций и 1/1 000 000 в год для будущих станций.

В отношении воздействия на здоровье населения ИНСАГ не представила никаких рекомендаций относительно количественных целей. Однако в некоторых странах целевое значение для индивидуального риска летального исхода установлено на уровне 1/1 000 000 в год.

#### 2.4. Культура безопасности на уровне эксплуатирующей организации

В общих положениях обеспечения безопасности атомных станций [121] редакции 2008 года приводится следующее определение: «**Культура безопасности** – набор правил и особенностей деятельности организаций и отдельных лиц, который устанавливает, что проблемам безопасности АС, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание, определяемое их значимостью».

Первое определение приводится в документе МАГАТЭ INSAG-4:

**Культура безопасности** — это такой набор характеристик и особенностей деятельности организаций и поведения отдельных лиц, который устанавливает, что проблемам безопасности АЭС, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание, определяемое их значимостью.

В современном издании глоссария МАГАТЭ [120] в определении «Культура безопасности - safety culture» опущено слово «АЭС», т.е. понятие распространяется на все сферы защиты и безопасности. Тем самым дается определение культуры безопасности, как комплексного качественного понятия. При этом:

1. Признается, что культура безопасности формируется как по линии организаций (путем осуществления определенной деятельности), так и по линии отдельных лиц (также через определенные действия).

2. Устанавливается, что проблемы безопасности АЭС обладают высшим приоритетом.



3. Проблемам безопасности АЭС уделяется внимание, определяемое их значимостью - первоочередное.

Определение, которое приводится в ОПБ-88, аналогично, но более частное, определяет культуру безопасности как некоторое состояние подготовки персонала АЭС:

«Культура безопасности - квалификационная и психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности АЭС является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность».

Кроме приведенного определения Культуры безопасности приведем еще основополагающие тезисы доклада МАГАТЕ из документа INSAG-4, поясняющие определение:

1. Культура безопасности связана с личной ответственностью и преданностью делу всех лиц, занимающихся любой деятельностью, которая влияет на безопасность атомных станций. Далее в качестве ключевого элемента отмечается направленное на безопасность мышление, которое формирует внутреннюю критическую позицию, исключает благодушие и предусматривает стремление к совершенству, развитие чувства персональной ответственности и общего саморегулирования в вопросах безопасности.

2. Такие категории, как личная преданность делу, направленное на безопасность мышление и внутренняя критическая позиция, являются неосозаемыми. Поэтому очень важно иметь возможность судить об эффективности Культуры безопасности. МКГЯБ решает эту проблему, исходя из того, что эти неосозаемые категории приводят к ощутимым проявлениям, которые могут действовать в качестве показателей Культуры безопасности.

3. Сама по себе правильная практика, будучи важным компонентом Культуры безопасности, является недостаточной, если осуществляется механически. Необходимо идти дальше строгого выполнения правильной практики так, чтобы все обязанности, важные для безопасности, исполнялись точно, осторожно, осмысленно и с полным знанием, опираясь на здравый смысл и чувство ответственности.

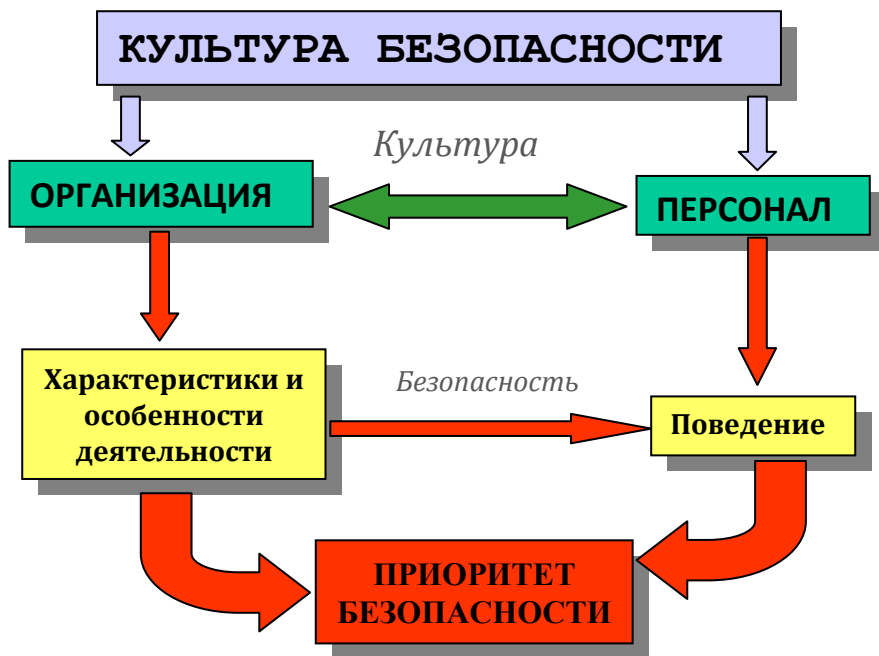


Рис.2.3. Иллюстрация связей основных составляющих культуры безопасности

Мы видим (рис. 2.3), что первоначальное определение культуры безопасности вбирает в себя приведенные ранее понятия культурологии, оно основывается на них. Действительно, в соответствии с правилами по формированию глоссариев, составное определение (понятие) включает в себя смысл его составляющих. Таким образом, можно сделать вывод, что культура безопасности формируется через «образование – умственное и нравственное», что достижение определенного уровня культуры безопасности – длительный процесс основанный на «воспитании культуры», что в профессиональной культуре компетенция важнее статуса, что становление культуры мышления основано на воспитании базовой культуры личности. Культура безопасности связана с ранее существующими на производстве понятиями: «Культура производства», «Культура охраны труда», «Культура обеспечения безопасности» и «Культура организации». Культура безопасности включает в себя все составляющие этих понятий, она как бы выросла из них, и, в тоже время является фундаментом, основанием всех видов безопасности существует на каждом предприятии и зависит от многих факторов, которые будут рассмотрены ниже.

Приведем еще полезное определение Культура безопасности (Комиссия по здоровью и безопасности Великобритании): «Культура безопасности зарождается из структуры ценностных ориентаций, способностей и действий отдельных людей, которые устанавливают курс участия организации в

деятельности по сохранению своей целостности, обеспечению безопасности и т. д. и определяют методы и последствия такой деятельности». Существуют и другие определения [2], которые подчеркивают важные, на взгляд авторов, свойства явления.

На основе приведенных выше представлений риск ориентированного подхода (РОП) возможно дать определение, допускающее количественные оценки. **Культура безопасности** - комплексная характеристика безопасности АЭС (предприятия), отображающая организацию технологических процессов и состояние подготовки персонала, которые соответствуют допустимым рискам (тяжелых аварий).

Очевидно, на основе фундаментальных определений, которые приведены выше, можно сформулировать и такие понятия как: «Культура безопасности ядерной отрасли», «Культура химической (радиационной, пожарной и т.д.) безопасности в ядерной (или любой другой) отрасли». «Культура безопасности ядерной отрасли» будет отражать в целом состояние во всей отрасли, второй термин будет обозначать (характеризовать) состояние какой-то опасности в отрасли.

## **2.5. Дополнительные описания культуры безопасности**

Поскольку понятие «культура безопасности» впервые введено в ядерной отрасли, все детализирующие понятия (и определения) были сформированы специалистами этой отрасли. Для изучения всех аспектов культуры безопасности в учебном процессе высшего учебного заведения требуется как обобщение рассмотренных выше понятий и определений, так и их более детальное, в сравнении с документами атомной энергетики, рассмотрение для формирования требуемого стандартами знания. По этой причине в данном пособии введем дополнительные уточняющие понятия и определения, которые несколько отличаются от действующих документов АЭС и эксплуатирующей организации.

*Во-первых*, рассмотрим приведенное выше определение культуры безопасности с использованием риск ориентированного подхода. Культура безопасности - комплексная характеристика безопасности АЭС (предприятия), отображающая организацию технологических процессов и состояние подготовки персонала, которые соответствуют допустимым рискам (тяжелых аварий). Такое определение уже, без рассмотрения сложных методов (гл.11), позволяет выполнять количественные оценки уровня культуры безопасности на основе уже проведенных в отрасли оценок вероятностей тяжелых аварий - разрушений активной зоны - Core Destruction – (РСД) [13]. Действительно, поскольку вероятность тяжелой (запроектной) аварии учитывает как надёжность оборудования и технологических процессов, так и человеческий фактор, то, в принципе, можно установить соответствие между численным значением вероятностей тяжелых аварий и уровнем культуры безопасности, при условии, что вероятностные оценки проведены корректно с учетом всех возможных ошибок и достигнутого уровня подготовки персонала. Как будет показано далее, достигнутый

уровень подготовки персонала однозначно отражает состояние культуры безопасности на блоке АЭС.

*Во-вторых, ведём еще несколько определений.*

**Элементы культуры безопасности** – это материальные, духовные ценности и процессы, связанные с обеспечением безопасности и исполнители деятельности по обеспечению безопасности. Это определение приводится по аналогии с общим понятием «культура» (см. п. 2.1) в целях проведения детальных анализов.

**Исполнитель деятельности по обеспечению безопасности** – это организация, подразделение, или работник (служащий) любой организации, принимающие участие в процессах жизненного цикла АЭС.

**Задачи культуры безопасности** – это мероприятия, направленные на непревышение вероятностей аварий над допустимыми пределами. Задачи культуры безопасности выполняются исполнителями деятельности по обеспечению безопасности.

**Культуру безопасности**, в таком случае, можно представить как некоторую совокупность элементов культуры безопасности и связанных с ними задач культуры безопасности.

**Уровни реализации** задач культуры безопасности далее рассматриваются как сфера действий исполнителей деятельности по обеспечению безопасности. Существуют следующие уровни: *индивидуальный, уровень подразделения, организации, государственный уровень, международный уровень.*

Очевидно, задачи культуры безопасности зависят от уровня реализации. Краткое рассмотрение задач и элементов культуры безопасности для ядерной энергетики Украины по уровням реализации приводится на рис. 2.4.

Рассмотрим более подробно элементы и задачи культуры безопасности, представленные на рис. 2.4, по уровням реализации.

На *индивидуальном уровне* выделяются, прежде всего, социальные качества – духовные ценности индивида, как показатели способности его органично влиться в уже существующий или формирующийся коллектив, способности принять принципы (задачи) культуры безопасности как личные цели. Профессиональные качества как способность индивида выполнять профессиональные обязанности, выделяются как элемент культуры безопасности в смысле необходимости их четкого разделения и описания в соответствии с процессами выполнения работ. Профессиональные обязанности

# КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ

## ЗАДАЧИ

### Индивидуальный уровень

1. Качественное выполнение профессиональных обязанностей и способствование обеспечению эффективного решения задач подразделения.
2. Строго регламентированный подход к эксплуатации оборудования.
3. Постоянное обучение и повышение квалификации.
4. Аккуратное ведение рабочих журналов и отчетных документов.

### Уровень подразделения

1. Обеспечение высокого уровня подготовки руководящего состава и персонала, планирование переподготовки и повышения квалификации.
2. Формирование эффективно работающих рабочих смен с учётом рекомендаций психологической службы.
3. Обеспечение строго регламентированного подхода к эксплуатации оборудования.
4. Обеспечение своевременной отчётности и аккуратного ведения рабочих журналов.
5. Обмен опытом и информацией с такими же подразделениями на других АЭС Украины.

### Уровень организации

1. Обеспечение высокого уровня подготовки руководства и персонала АЭС, профессиональный и психологический отбор, планирование и проведение переподготовки и повышения квалификации.
2. Формирование эффективно работающих и сплоченных подразделений.
3. Контроль и экспертные проверки подразделений.
4. Формирование баз данных по АЭС для передачи данных в общегосударственные отраслевую базу данных.
5. Обмен опытом и информацией с другими АЭС Украины.

### Государственный уровень

1. Обеспечение высокого уровня социального обеспечения, воспитания, образования.
2. Обеспечение достаточного уровня финансирования фундаментальных исследований направленных на повышение уровня безопасности и эффективности эксплуатации.
3. Обеспечение работы ОКБ и проектных организаций.
4. Формирование на основе систематизации мировых достижений и результатов отечественных НИР и опыта эксплуатации эффективной законодательной, нормативной и регламентной базы.
5. Формирование общегосударственной отраслевой базы данных (анализ работы оборудования, работы персонала, инцидентов).
6. Контроль и экспертные проверки эксплуатирующих организаций.
7. Внедрение и использование риск ориентированного подхода обеспечения безопасности в соответствии с мировыми тенденциями.

### Международный уровень

1. Анализ опыта эксплуатации АЭС, соответствующей законодательной и нормативной базы.
2. Формирование на основе систематизации мировых достижений эффективных рекомендательных документов.
3. Проведение международных экспертиз.

## ЭЛЕМЕНТЫ

### Индивидуальный уровень

1. Социальные качества:
  - \* уровень воспитания, дисциплинированность;
  - \* характер (влияет на согласованность действий в группе);
  - \* мировоззрение (влияет на сплочённость коллектива).
2. Профессиональные качества:
  - \* профессионально важные личные качества;
  - \* уровень образования;
  - \* уровень профессиональной подготовки;
  - \* опыт работы.
3. Профессиональные обязанности.
4. Знание технической документации, регламентов, нормативов, законодательства отрасли.

### Уровень подразделения

1. Руководящий состав.
2. Персонал.
3. Знание законодательной, нормативной, регламентной базы, технической документации.
4. Оборудование.
5. Документация и отчётность, рабочие журналы.
6. Связь с подразделениями других АЭС Украины.

### Уровень организации

1. АЭС:
  - \* Руководство.
  - \* Управляющие подразделения.
  - \* Центр подготовки персонала: УТЦ, УТП.
  - \* Психологическая служба.
  - \* Подразделения эксплуатации.
  - \* Обслуживающие подразделения.
2. Знание законодательной, нормативной, регламентной базы.
3. База данных (анализ работы оборудования, работы персонала, инцидентов).
4. Связь с другими АЭС Украины.

### Государственный уровень

1. Общегосударственная политика:
  - \* уровень социального обеспечения;
  - \* уровень воспитания;
  - \* уровень образования;
  - \* фундаментальные исследования.
2. Проектные и конструкторские организации.
3. Кабинет Министров Украины. Регулирующий орган – Государственный комитет ядерного регулирования Украины.
4. Министерство энергетики и угольной промышленности Украины. Эксплуатирующая организация – Государственное предприятие Национальная атомная энергогенерирующая компания «Энергоатом».
5. Законодательная, нормативная и регламентная база.
6. Общегосударственная отраслевая база данных (анализ работы оборудования, работы персонала, инцидентов).

### Международный уровень

1. МАГАТЭ.
2. ВАО АЭС.
3. Другие государства с ядерной энергетикой.
4. Законодательная и нормативная база, опыт эксплуатации АЭС в мире.

Рис. 2.4. Составляющие культуры безопасности на примере ядерной энергетики Украины.

и знание технической документации, регламентов, нормативов, законодательства отрасли выделяются отдельно как информированность работника о сфере деятельности. Обязательным элементом культуры безопасности является высокое качество документов по эксплуатации и безопасности. Если эти документы неполные, недоработаны или содержат ошибки, это повлияет на вероятность неправильных действий работника, как это случилось на АЭС «Три Майл Айленд» и ЧАЭС.

На *уровне подразделения* руководящий состав и персонал выделяются как индивиды, призванные выполнять свои профессиональные обязанности совместно, каждый является частью коллектива – подразделения, успех работы которого зависит от каждого. Степень информированности коллектива (знание законодательной, нормативной, регламентной базы, технической документации и происходящих событий) на уровне подразделения играет еще большую роль, чем на индивидуальном уровне, поскольку неполная информированность или отсутствие информации отражается на всем подразделении, а, значит, и на качестве выполняемых задач. Роль оборудования как элемента культуры безопасности также очевидна: чем надёжнее оборудование, тем меньше вероятность аварии при тех же условиях эксплуатации. С другой стороны, надёжность работы оборудования зависит от качества его обслуживания, т.е. от персонала подразделения. Документация и отчётность, рабочие журналы, как на индивидуальном уровне, так и на уровне подразделения отражают действия персонала, сохраняют их описание во времени, облегчают работу персонала в условиях огромного количества информации, уменьшая тем самым вероятность ошибочных действий. Безусловно, документация и отчётность, их состояние являются важным элементом культуры безопасности. Связь с такими же подразделениями на других АЭС Украины позволяет получать информацию о проблемах, инцидентах и отказах оборудования. Это своего рода учеба на чужих ошибках. Как будет показано ниже, это один из самых важных элементов культуры безопасности.

На *уровне организации* выделяются как элементы культуры безопасности руководство и отдельные подразделения, как части коллектива АЭС – исполнители деятельности. Степень информированности, качество документации и информации для персонала на уровне организации в первую очередь влияет на эффективность управления. Базы данных по анализу работы оборудования, работы персонала, инцидентам необходимы для уменьшения вероятности повторения ошибочных действий, инцидентов, отказов оборудования. Базы данных позволяют документировать текущий уровень безопасности, они являются материальной основой новых информационных технологий управления, очевидно, они относятся к элементам культуры безопасности. Связь с другими АЭС Украины позволяет осуществлять обмен информацией, что является элементом новых информационных технологий управления, облегчает принятие решений.

На *государственном уровне* важное значение имеют такие элементы

культуры безопасности, как общегосударственная политика, уровень финансирования фундаментальных исследований, обеспечение высокого уровня работы проектных и конструкторских организаций и т.д. (рис.2.4). Общегосударственная политика, проявляющаяся в уровне социального обеспечения, уровне воспитания, уровне образования проявляется в отношении к выполнению своих обязанностей индивидов. Уровень финансирования фундаментальных исследований влияет как на уровень и состояние проектов АЭС в целом и конструкций оборудования, так и на эффективность мероприятий обеспечивающих и корректирующих уровень безопасности. Естественно выделить как отдельные элементы культуры безопасности проектные и конструкторские организации, регулирующий орган, эксплуатирующую организацию – именно они определяют политику в отношении безопасности на государственном уровне. От корректности их работы зависит успешность работы всей отрасли, а также вероятности исходных событий. Законодательная, нормативная и регламентная база является основой деятельности всей отрасли, несомненно, это элементы культуры безопасности. Роль общегосударственной отраслевой базы данных аналогична уже рассмотренным выше. Дополнительно отметим значение БД как элемента обратной связи от опыта эксплуатации - используя информацию из баз данных корректируются проекты, техническая документация, нормативные документы с целью обеспечения безопасности, повышения уровня безопасности.

На *международном уровне* определяющими элементами культуры безопасности являются международные организации: МАГАТЭ и ВАО АЭС. В этих организациях аккумулируется вся основная информация об эксплуатации АЭС в мире, на основе этой информации разрабатываются рекомендательные международные документы определяющие направление развития всей отрасли на международном уровне. В ядерной отрасли на международном уровне действуют принципы открытости и информированности, ядерная безопасность не имеет границ. Важно также по возможности использовать прямую информацию от других государств с ядерной энергетикой. Учёт международного опыта позволяет уменьшить вероятности типичных отказов похожего оборудования, уменьшить вероятности аварий и инцидентов благодаря схожести основных принципов работы АЭС в мире.

В свете описанных элементов культуры безопасности возможной **мерой** культуры безопасности может быть **эффективность и качество** выполнения задач культуры безопасности. Такое представление меры культуры безопасности позволяет делать ее оценки по качественным шкалам сравнения (см. гл. 4 и п. 11.10.7).

Приведенное определение элемента культуры безопасности полностью перекликается с подходом МАГАТЭ (см. далее гл. 7) и выражает приверженность исполнителей деятельности по обеспечению безопасности культуре безопасности. Другими словами, только тогда, когда безопасность

становится внутренней потребностью исполнителя деятельности по обеспечению безопасности, только тогда этот исполнитель деятельности по обеспечению безопасности становится частью (элементом) культуры безопасности.

## **2.6. Некоторые определения из области безопасности**

Для однозначного понимания смысла дальнейшего изложения, приведем еще несколько важных определений.

**АВАРИЯ\*\*** - нарушение эксплуатации АС, при котором произошел выход радиоактивных продуктов и/или ионизирующих излучений за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасной эксплуатации. Авария характеризуется исходным событием, путями протекания и последствиями.

**Аварийная ситуация** – состояние АС, характеризующееся нарушением пределов и/или условий безопасной эксплуатации, не перешедшее в аварию.

**Нарушение нормальной эксплуатации АС** – нарушение в работе АС, при котором произошло отклонение от установленных эксплуатационных пределов и условий, не приведшее к аварийной ситуации.

**Непосредственная причина** - это явление, процесс, событие или состояние, которые обусловили нарушение нормального технологического процесса.

**Коренная причина** - это обстоятельство, которое вызвало условия для проявления непосредственной причины.

**Эксплуатационный персонал АС** – персонал, осуществляющий эксплуатацию АС.

**Ошибка персонала** – единичное неправильное действие при управлении оборудованием, единичный пропуск правильного действия или единичное неправильное действие при техническом обслуживании и ремонте конструкций, систем и элементов.

**Квалификация персонала** – уровень профессиональной подготовленности персонала АС.

**Системы (элементы) безопасности** - системы (элементы), предназначенные для выполнения функций безопасности. Примечание: Системы (элементы) безопасности по характеру выполняемых ими функций разделяются на защитные, локализирующие, обеспечивающие и управляющие.

**Функция безопасности** – конкретная цель, которая должна быть достигнута для обеспечения безопасности.

### **Вывод.**

Культура безопасности – главная составная часть организационной культуры, в основе которой лежит ценность безопасности производства -

---

\*\* Под аварией здесь и далее в тексте всегда понимается событие, связанное с радиационными последствиями.



выработки электрической энергии. Она является главной компонентой организационной культуры АЭС, поскольку обеспечивает основной принцип функционирования организации.

**Вопрос для самоконтроля.**

1. Назовите и сформулируйте основные термины культурологии, связанные с понятием культуры безопасности.
2. Приведите известные Вам определения из области безопасности.
3. Сформулируйте общее понятие безопасности.
4. Сформулируйте понятие безопасности на основе риска.
5. Назовите основные принципы безопасности.
6. Сформулируйте понятие культуры безопасности.
7. Приведите основные понятия теории риска.
8. Сформулируйте понятие культуры безопасности на основе риска.
9. Назовите современную концепцию безопасности АЭС.

## ГЛАВА 3. УПРАВЛЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТЬЮ НА ОСНОВЕ ОЦЕНОК РИСКОВ

### 3.1. Анализ риска - важнейшая составляющая процесса управления безопасностью

Риск - основное понятие теории и практики безопасности. В соответствии с современным законодательством Украины уровень безопасности определяется риском. Специалисты по безопасности предприятий, АЭС в том числе, должны быть компетентными во многих вопросах теории определения риска [13]. Формирование специалиста XXI столетия требует глубоких знаний методологии анализа риска сложных систем "человек-машина-окружающая среда", как современного инструментария управления безопасностью. Научный кругозор будущего специалиста как базис безопасности, знание методологии управления риском формируется в учреждениях высшего образования. Специальное образование является необходимым условием профилактики, предотвращения, предупреждения чрезвычайных ситуаций. Передовые сообщества настойчиво ведут поиски наилучших методов анализа и управление риском социально-экологических систем. Уже больше 30 лет в развитых странах при принятии решений используются разные методы расчета риска. Создано международную информационную сеть обмена данными по анализу рисков, выпускаются ежемесячные журналы, с информацией о риск - ориентированных методах расчетов [132]. Сказанное касается, прежде всего, потенциально опасных объектов (ПОО), АС в том числе. Разработано множество программ (расчетных кодов) по расчету рисков. Один из наиболее распространенных - код IRRAS (SAPHIRE), описанный в учебном пособии для специальности "атомная энергетика" [13].

Приведем коротко содержание основных понятий. Первое, и главное, понятийный аппарат относительно безопасности. Почему именно риск определяет уровень безопасности? Раньше во всех документах по безопасности, в законах в том числе, безопасность определяли как СОСТОЯНИЕ защищенности человека, общества, окружающей среды. Но категория "СОСТОЯНИЕ" может иметь только качественные уровни для сравнения: удовлетворительное - не удовлетворительное, высокий - низкий и т.д., а этого недостаточно для современного общества. Конечно, можно создать качественные шкалы для сравнения с дополнительными степенями качества, но в таком случае становится необходимым и словесное описание каждой степени сравнения. Для большого множества состояний разных по природе опасностей получаем неразрешимую задачу по реальному определения этого "состояния". Вот почему при необходимости детального описания опасностей человечество отказалось от такого (качественного) определения еще во второй половине прошлого века (начало 70-х). Появилась необходимость более детальной классификации состояния безопасности, которая отображает бесконечное множество возможных состояний - количественное, числовое определение. Определение безопасности как допустимого риска, представляет возможность

количественных и прогнозных расчетных значений опасностей. Действительно, риск, как случайная величина имеет значение от 0 до 100%, или единицы. Нуль отображает отсутствие риска, единица - достоверный, неизбежный риск. В диапазоне от 0 до 1 находится бесконечное множество чисел, существует возможность их натурального сравнения - вот причина перехода на новое определение.

В современном законодательстве Украины принято такое определение: **риск** - количественная мера опасности, которая определяется функцией двух переменных - вероятности нежелательного события и ущерба от него. Мерой риска в обществе часто становится цена жизни человека ( $U=1$ ). Так события, в результате которых один несчастный случай со смертельным исходом происходят на один миллион людей, обычно не замечаются в обществе (вероятность возникновения  $P(t) = 10^{-6}$ ) - малый риск, а события, которые имеют частоту летального исхода  $P(t) = 10^{-3}$  - очень большой риск, расцениваются как несчастные случаи. Раньше риск часто определялся как вероятность этого постулированного события (смерти), т.е. предполагалось, что риск относительная величина, всегда меньшая единицы.

Соответственно современным представлениям, риск - размерная величина, которая зависит от вероятности негативного (нежелательного) события и размеров его последствий. Наиболее просто риск можно измерять той же величиной, что и опасный фактор нежелательного события, т.е., летальными случаями. Другим общим измерением величины риска (как убытка) для всех нежелательных событий, служат деньги - прямые, непосредственные потери или потери на устранение негативных последствий нежелательного события, умноженные на вероятность этого события. В таком виде имеем, на первый взгляд, противоречие с тем, что сказано выше - измерения риска числами, иногда большими за единицу. На самом деле противоречия нет, в этом случае получаем стоимость рисков, которые также возможно сравнивать. Например, для опасностей разных предприятий, или для разных опасных ситуаций одного предприятия. В государственном регулировании безопасности чаще используется первая единица измерения риска, международные организации (ВОЗ) устанавливают рекомендованные максимальные значения допустимого риска на уровне 5 на 10 000 особ в год ( $5 \times 10^{-4}$ ). Концепция управления безопасностью на основе определений риска имеет название *риск ориентированного подхода* (РОП).

Основу концепции риск ориентированного подхода в вопросах управления безопасностью составляет сравнение текущего уровня риска с допустимым, а методологией риск ориентированного подхода служит вероятностный анализ безопасности (ВАБ)<sup>6</sup>. Результаты ВАБ могут быть использованы для определения значимости различных факторов, которые делают вклад в аварию, или для вывода относительно рисков, которые создают ПОО. В последнем случае общепринято, чтобы решение о приемлемости риска базировались на таких трех принципах:

- Существуют уровни риска для отдельных лиц или общества в целом в

---

<sup>6</sup> Другие методы для анализа риска от АЭС применяются редко

связи с использованием технологий, которые не следует допускать безотносительно к их полезности. Такие уровни часто называют границами приемлемости.

- Даже при риске меньше указанного уровня, безопасность не может считаться абсолютной и знания о том, как ее улучшить, никогда нельзя считать полными. Соответствующие действия включают постоянное стремление к снижению риска при условии, что усилие по достижению этих улучшений не являются необоснованно высокими.

- На уровнях, существенно более низких в сравнении с границей приемлемости, риск настолько низкий, что его следует считать пренебрежимо малым для того, чтобы избежать ненужных затрат ресурсов, которые отвлекают внимание от важных проблем безопасности, которые могут привести к большему риску иного типа. Такой соответственно низкий уровень иногда называют минимальной границей.

Реализация этих принципов требует формулирования целей безопасности, которые базируются на соответствующих определениях риска, которые обеспечивают практичность сравнения реальных уровней риска с целями, его значимость и наглядность. В качестве примера необходимости применения расчетов ВАБ, в [133] приводится ссылка на проект Чернобыльской станции до аварии в 1986 году. Этот проект допускал возникновение неконтролируемого переходного процесса с разрушением всех барьеров безопасности вследствие неправильного функционирования одной системы, а именно, системы управления реактивностью. Таким образом, если бы вероятностные оценки были сделаны, то рассчитанная вероятность тяжелых последствий зависела бы почти исключительно от таких величин, как отказ по общей причине системы управления или человеческая ошибка, т.е. авария в таком виде не могла бы состояться, благодаря своевременно принятым мерам.

### 3.2. Общепринятые определения сферы безопасности

**Риск** определяется произведением вероятности возникновения возможного ущерба на ожидаемый размер ущерба.

**Безопасность** представляет собой приемлемый уровень риска относительно выгод, полученных из деятельности (активности) объекта, который подвергается риску.

**Вероятность.** Существуют две общих интерпретации вероятности:

Частотная вероятность (относительная частота или эмпирический подход) когда вероятность случая (события А) определенная формулой:

$$P(A) = \lim_{n \rightarrow \infty} (X/n), \quad (3.1)$$

где X - число случаев (событий "А"), что реализовались из числа "n" повторенных испытаний. Для фиксированного "n", величина P(A) - относительное частотное появление случая (события) "А". Итак, увеличение

числа испытаний "n" улучшает оценку вероятности  $P(A)$ .

Субъективный подход (подход "степени убеждения") определяет вероятность  $P(A)$  как величину неопределенности степени убеждения, что каждый "Субъект" имеет относительно случая (события) "А". Например, на основании знания симметрии для монеты, которая подбрасывается, можно предположить что, вероятность выпадения решки (верхней части) при подбрасывании - 0.5. Субъективный метод требует, чтобы вероятность была назначена способом, который согласуется с убеждением.

**Надежность<sup>7</sup> (Reliability) - R** - Вероятность того, что система сработает удовлетворительно (т.е. безопасно) за соответствующий (определенный) период времени (24 часа, или количество циклов) и в установленных условиях работы.

**Потенциально опасный объект** - объект, на котором могут использоваться или изготавливаются, перерабатываются, сохраняются или транспортируются опасные вещества, биологические препараты, а также другие объекты, которые при определенных обстоятельствах могут создать реальную угрозу возникновения аварии;

**Случайной величиной  $X$**  называется величина, которая характеризуется упорядоченным набором  $X = (X_1, X_2, \dots)$  действительных чисел (возможных значений)  $X_1, X_2, \dots$ . Каждому из этих возможных значений приписывается соответствующая вероятность реализации этого значения  $p_1, p_2, \dots$  – распределение вероятности величины  $X$ .

**Случайный процесс** есть случайная функция  $x(t)$  от независимой переменной  $t$ . Каждое испытание дает определенную функцию  $X(t)$ , что называется реализацией процесса или выборочной функцией. Случайный процесс можно рассматривать или как совокупность реализаций процесса  $X(t)$ , или как совокупность случайных величин, которые зависят от параметра  $t$ .

**Неопределенность** случайной величины характеризует рассеяние значений случайной величины, которые наблюдаются вокруг ее среднего значения. Для нормального симметричного распределения случайной величины рассеяния описывается дисперсией  $D(y)$  и стандартным отклонением  $\sigma$ . Неопределенность значений связана с природой процесса, который исследуется, позволяет судить о статистических закономерностях процесса и не связана с ошибками измерений.

### 3.2.1. Характеристики неопределенности

На практике, при вычислениях без использования специальных программ, используют статистические данные точечных значений вероятностей, упуская данные о типе распределения вероятностей исходных данных и их неопределенностях.

Рассмотрим значение знания факторов, которые характеризуют точность

---

<sup>7</sup> Это определение соответствует международным стандартам и не совпадает с ДСТУ 2870.

(неопределенность) статистических данных. На рис.3.1. представлены кривые распределения плотности вероятности нормального распределения случайных величины с одним и тем же математическим ожиданием, но разными дисперсиями, причем значение математического ожидания  $\mu = 0,0002$  - типичное значение величины случайного опасного фактора. Значение дисперсии выбраны следующие:  $\sigma_1 = 0,00005$  - малые значения неопределенности,  $\sigma_2 = 0,0001$  довольно хорошие значения,  $\sigma_3 = 0,0003$  обычные, которые часто встречаются в вариантах представления данных случайной величины.

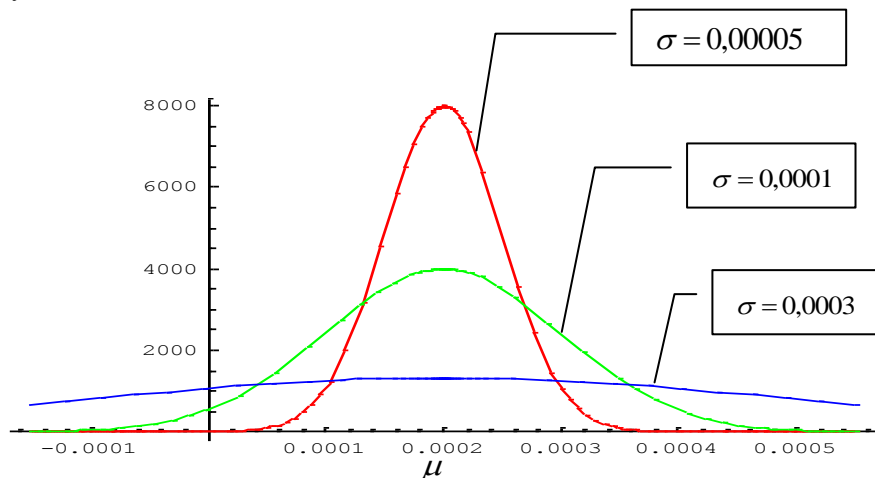


Рис. 3.1. Нормальное распределение при разных значениях  $\sigma$

Как видим, случайные величины с большей дисперсией как бы более размытые возле средних значений, диапазон значений их области существования более широкий, максимальные и минимальные значения более отдалены одно от одного. Отметим, что геометрически стандартное отклонение  $\sigma$  совпадает с расстоянием от среднего значения  $\mu$  до точек перегиба кривой. Для случайной величины  $Y$  с нормальным распределением вероятности наблюдения обычно рассматривают три значения границ доверительного интервала  $\mu \pm \sigma$ ;  $\mu \pm 2\sigma$ ;  $\mu \pm 3\sigma$ ; в эти интервалы попадает следующая часть значений соответственно: 0,683, 0,955, 0,997.

Для приведенного примера и доверительной вероятности  $P = 95\%$  (диапазон  $\mu \pm 2\sigma$ ) соответствующие доверительные интервалы будут:

(0,0001; 0,0003) для  $\sigma_1 = 0,00005$ , (преимущество)

(0; 0,0004) для  $\sigma_2 = 0,0001$ ,

(-0,0004; 0,0008) для  $\sigma_3 = 0,0003$ . Другими словами, с вероятностью 95%, случайная величина  $Y$  будет находиться в этих интервалах. Отметим, что в последнем случае, при  $\sigma_3 = 0,0003$ , ширина доверительного интервала

превышает среднее значение случайной величины в 6 (шесть) раз, т.е. данные с меньшими неопределенностями имеют большее преимущество, первоочередность. Кроме того нижняя граница последнего интервала выходит за пределы допустимых значений - принимает отрицательное значение, на практике это означает что интервал возможного значения переменной расширяется от нуля до четырёхкратного значения.

Нормальное распределение играет очень важную роль в математической статистике. Оно описывает случайные величины, которые имеют лишь общие свойства: непрерывность значений, равновероятность симметричных относительно  $\mu$  отклонений, большая вероятность малых отклонений от  $\mu$ .

Нормальное распределение с математическим ожиданием  $\mu$  и дисперсией  $\sigma^2$  описывается следующей формулой для плотности вероятности  $p(y)$  случайной величины  $y$ :

$$p(y) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma^2}} e^{-\frac{(y-\mu)^2}{2\sigma^2}} \quad (3.2)$$

**Доверительный интервал** - характеристика неопределенности или несовершенства в описании случайной величины, которая базируется на данном эмпирическом материале. В пределах доверительного интервала с заданной *доверительной вероятностью* можно найти значение величины, которая исследуется.

Доверительная вероятность  $P$  отвечает доверительному интервалу случайной величины  $X$ :

$X_{p1} < X \leq X_{p2}$ , что вычисляется соответственно соотношению

$$P(X_{p1} < X \leq X_{p2}) = \int_{x_{p1}}^{x_{p2}} p dx = P_2 - P_1$$

где  $-P_1$  и  $P_2$  соответствуют квантилям  $P(X \leq X_{p1,2}) = P_{1,2}$

### 3.3. Оценка риска в атомной энергетике

#### 3.3.1. Общие сведения

Как любой другой крупный промышленный комплекс, АЭС является источником риска для окружающей среды. Риск этот связан в основном с производством, удержанием и хранением радиоактивных веществ. Для того чтобы риск был приемлемым принимаются различные меры на всех этапах жизненного цикла АЭС, начиная с разработки проекта и заканчивая демонтажем и утилизацией радиоактивных отходов. Общий подход к безопасности основан на следующем принципе: чем больше вероятность нежелательного события, тем менее значительными должны быть его последствия. Приведенное выше (п.3.2) определение риска как произведения вероятности возникновения возможного ущерба на ожидаемый объем

ущерба, отличается от приведенного в нормативной документации по ограничениям облучения [21]: «**Риск** – количественная мера (вероятность) произвести вред (ущерб) вследствие определенных событий, в том числе вследствие облучения. Определяется количеством случаев на определенное количество населения». Смысл различий этих определений заключается в наличии двух определений вероятности, которые приведены выше (п.3.2). Другими словами можно сказать, что оба определения представляют просто разные точки зрения на одно и тоже понятие.

Подавляющее большинство технических процессов, а также многие природные явления наносят ущерб безопасности (загрязнение окружающей среды, вред здоровью людей в том числе).

Предельный риск, еще приемлемый для общества, может быть изображен посредством линии приемлемости на диаграмме “вероятность - последствия” (рис. 3.2).

Диаграмма “вероятность - последствия” представленная на рис. 3.2 для упомянутого примера с атомной энергетикой, где риск оценивается индивидуальной поглощенной дозой облучения, а риск в зависимости от вероятности может быть представлен диаграммой Фармера. Как видим, допустимый и недопустимый риск находятся по разные стороны кривой. Кривая изображает предельный допустимый риск при разных вероятностях нежелательных последствий, т.е. представляет ту допустимую величину, которая может позволить государство и общество по состоянию своей экономики. Математически кривая представляет собой гиперболу:  $P \cdot D = \text{const}$ <sup>8</sup>. Асимптотами гиперболы на участке, который рассматривается, будут: вдоль оси вероятности (абсцисс) допустимый уровень облучения при нормальных условиях эксплуатации, а вдоль вертикальной оси (ординат) те маленькие вероятности, которые нет смысла учитывать в связи с их малостью, или вследствие большой стоимости мероприятий по защите от тех возможных очень редких событий, которые могут привести к таким последствиям (облучению).

При нормальной эксплуатации АЭС Украины облучение 0,02 Зв<sup>9</sup>. допускается с вероятностью  $P_d = 10^{-3}$ . Такая доза в очень редких случаях, с частотой не более  $10^{-3}$  приводит к фатальным последствиям. Таким образом, общий допустимый риск устанавливается нормативным документом на уровне не больше  $10^{-6}$ . Для сравнения в таблице 3.1 приведены данные по наибольшим рискам на территории Украины в последние годы от других опасных факторов.

---

<sup>8</sup> На рисунке гипербола заменена тремя отрезками прямой.

<sup>9</sup> Не так давно это значение составляло 0,04 Зв., во время ЛПА на ЧАЭС – 0,25 Зв.



## ПОСЛЕДСТВИЯ

(дозовая граница облучения, Зв/год)



Рис.3.2. Диаграмма «вероятность - последствия» для негативного фактора

Более подробные данные можно найти на интернет-странице Министерства чрезвычайных ситуаций Украины и в работе профессора А.Б. Качинського [29].

Итак, линия приемлемости, как это вытекает из анализа диаграммы, отражает сформированное в настоящее время в обществе понятия допустимого риска, на основе частот природных и техногенных событий.

Табл. 3.1 Наибольшие риски в Украине от разных опасных факторов.

Год	Численность населения	Фоновый риск смертности						
		От всех причин	На транспорте	Случайные отравления	Суициды	Утопления	Убийства	На производстве
1998	50048069	1,40*10 <sup>-3</sup> 69912	1,40*10 <sup>-4</sup> 6996	2,51*10 <sup>-4</sup> 12585	2,97*10 <sup>-4</sup> 14860	1,03*10 <sup>-4</sup> 4523	1,22*10 <sup>-4</sup> 6109	3,01*10 <sup>-5</sup> 1504
1999	49653500	1,43*10 <sup>-3</sup> 71239	1,34*10 <sup>-4</sup> 6674	2,60*10 <sup>-4</sup> 12901	2,91*10 <sup>-4</sup> 14452	1,05*10 <sup>-4</sup> 5192	1,26*10 <sup>-4</sup> 6260	2,66*10 <sup>-5</sup> 1321

Несколько забегая вперед, приведем формулу для вычисления величины риска аварии на АЭС. Риск  $R_{m,i}$  в результате аварии вида  $i$ , вызванной событием вида  $m$  (например, разрывом трубопровода с теплоносителем первого контура), применительно к реакторной установке может быть упрощенно представлен соотношением:

$$R_{m,i} = F_{m,i} \cdot D(C_{m,i}), \quad \text{где} \quad (3.1)$$

$F_{m,i}$  - среднее ежегодное количество (частота) аварий вида  $i$ , происшедших на реакторе по причине того, что произошло событие вида  $m$ ;

$C_{m,i}$  - активность радиоактивных материалов, Бк, вышедших в атмосферу из защитной оболочки реактора во время аварии вида  $i$ , инициированной

событием вида  $m$ ;

$D$  - опасность, возникающая в результате утечки радиоактивных продуктов в атмосферу, зависящая от ряда других параметров окружающей среды, таких, как атмосферные условия, коэффициенты переноса радиоактивных продуктов, распределения плотности населения и т. д.

Определение величин  $F_{m,i}$ ,  $D$ ,  $C_{m,i}$  и, в итоге, величины  $R$  и составляет основную задачу ВАБ.

Законодательство многих стран, их нормативно-правовая база эксплуатации атомных станций устанавливают значения частот событий с летальным исходом в пределах  $10^{-5} \div 10^{-6}$  событий в год на один реактор. Согласно нормам радиационной безопасности Украины [21] при определении величины *риска* оперируют такими понятиями как остаточный риск, приемлемый *риск* и верхняя граница индивидуального *риска*. Уровень остаточного риска принимается равный  $10^{-6}$  за год, величина приемлемого *риска* для *персонала* принимается равной  $10^{-4}$  за год, а для населения -  $10^{-5}$  за год, верхняя граница индивидуального риска для облучения особ из *персонала* принимается равной  $10^{-3}$  за год, а для населения -  $5 \cdot 10^{-5}$  за год.

Если  $R \geq 10^{-3}$ , то согласно рекомендациям Всемирной Организации Здравоохранения (ВОЗ), необходимо принятие мер по обеспечению безопасности.

Экономический ущерб не нормируется законодательством, поскольку вполне понятное желание свести его к минимуму для каждой эксплуатирующей организации. Иногда, для оценки эффективности корректирующих мероприятий, применяется стоимостная оценка затрат в расчете на риск увеличения выброса радиоактивных веществ.

### **3.3.2. Алгоритм расчета риска от АЭС на основе ВАБ**

*Качественная оценка рисков* выполняются по стандартизированным алгоритмам, которые описаны ниже. *Количественная оценка рисков*, как правило, выполняются с помощью компьютерных программ - вероятностных кодов, которые разработаны для проведения вероятностного анализа безопасности (ВАБ). ВАБ - это математическое моделирование возможных аварий на основе знаний взаимодействия элементов и систем безопасности АЭС во время аварий. Развитие аварий моделируется сценариями прохождения аварий - *деревьями событий (ДС)*, отказ систем безопасности моделируется с помощью *деревьев отказов (ДО)*. Коды с использованием моделей деревьев событий и деревьев отказов, в частности IRRAS, SAPHIRE и другие являются наиболее распространенными.

Коротко опишем главные шаги процесса ВАБ (PRA - Probability Risk Assessment - вероятностный анализ безопасности (риска)), который выполняется с помощью кода SAPHIRE для АЭС. Существует три стадии расчетов. Первый расчет, который выполняется - это расчет частоты повреждения активной зоны реакторной установки, или ВАБ 1 уровня. Результатом ВАБ-1 есть частота состояний с повреждением активной зоны

реакторной установки при рассмотренных исходных событиях. В полном объеме вероятностного анализа безопасности должны рассматриваться все исходные события, которые предусмотрены проектом [13].

При этом происходит:

- идентификация аварийных последовательностей и определение их частоты;
- идентификация важных для риска элементов в аварийных последовательностях;
- классификация аварийных последовательностей в состоянии повреждения станции.

**Деревья событий** - это логические представления значительных реакций атомной станции, как сложной технической системы, на инициирующие (исходные) события. При этом:

- результатом каждой последовательности может быть или безопасный результат (конечное состояние) - **ОК**, например, безопасный останов РУ, или аварийный результат - повреждение активной зоны - **CD (core destruction)**;
- деревья событий отображают зависимость систем и функций безопасности для конкретных исходных событий;
- деревья событий обеспечивают полное прослеживание (просмотр) аварийных последовательностей.

Деревья событий, отображая путь развития аварии, выполняют следующие функции:

- определяют аварийные последовательности;
- определяют важные функции безопасности системы;
- определяют количество последовательностей, которые учитываются в модели.

Пример дерева событий для аварийной ситуации на реакторе приведен на рис. 3.3 [13].

**Деревья отказов** - логические представления вероятных отказов системы, которые могут происходить и приводить к нежелательному событию. При этом:

- нежелательное событие представлено на вершине дерева отказов.
- схемы дерева отказов точно определяют логические комбинации базисных событий, которые приводят к максимальному отказу - верхнему событию.
- SAPHIRE на основе дерева отказов проводит анализ системы, определяет минимальные сечения системы и вероятность отказа системы.
- деревья отказов могут использоваться, чтобы идентифицировать "слабости" системы.
- деревья отказов помогают распознавать взаимосвязи между событиями и отказами.

Деревья отказов состоят из базисных событий, соединенных логическими элементами, где:

- логические элементы представляют булеву операцию (например, объединение, пересечение) базисных событий.
- базисные события представляют повреждение (дефект) - такой как отказ оборудования, человеческий ошибка, неблагоприятное условие и т.д..

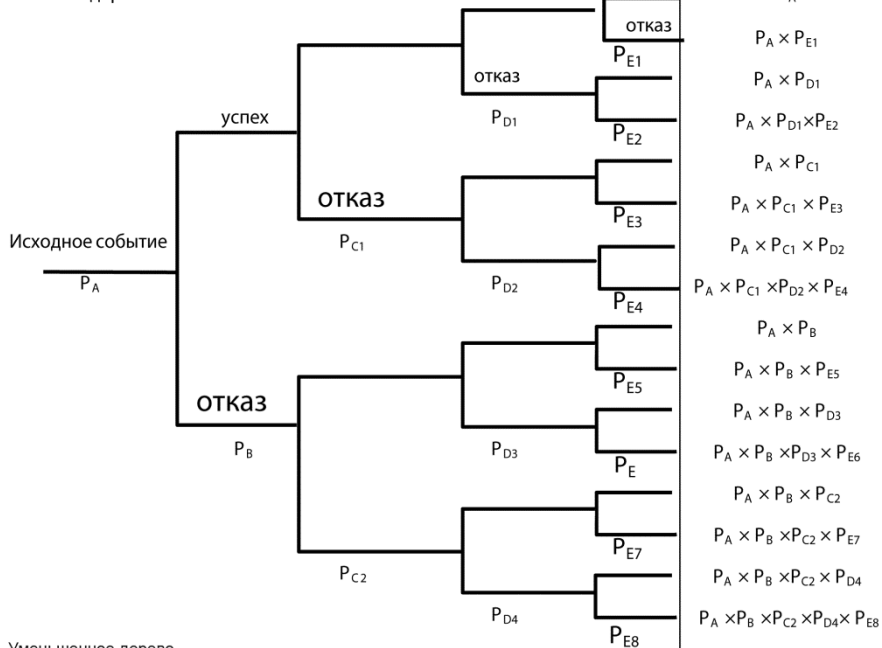
Примеры деревьев отказов приведены в пособиях по ВАБ.

Шаги количественной оценки аварийных последовательностей:

- Связывание моделей деревьев отказов и последовательностей дерева событий.
- Определение набора минимальных сечений для каждой аварийной последовательности.
- Количественная оценка минимальных сечений аварийных последовательностей с данными.
- Добавление действий восстановления систем оператором и отказов по общей причине [13] (если нет уже в дереве отказов и моделях логики дерева событий).
- Определение доминирующих аварийных последовательностей.
- Разбивка последовательностей аварий в соответствующие состояния повреждения станции.
- Выполнение анализов чувствительности, значимости и неопределенности для аварийных последовательностей.

Разрыв трубопровода	Электрическое питание	Система аварийного охлаждения активной зоны реактора	Удаление (локализация) продуктов деления ядерного топлива	Целостность гермооболочки	Значение вероятности (конечное состояние)
A	B	C	D	E	

Базисное дерево



Уменьшенное дерево

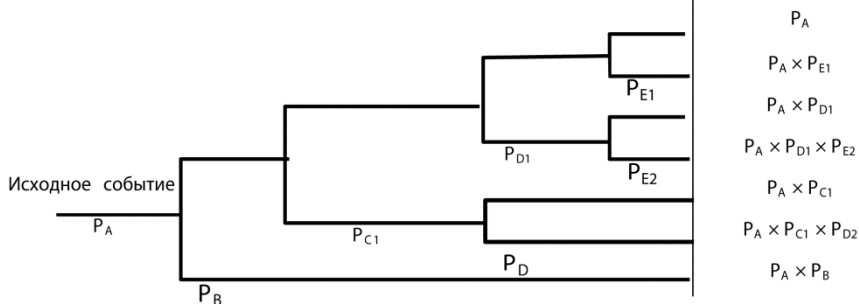


Рис. 3.3. Дерево событий для аварии "Большая течь" (расчет вероятности конечных состояний).

Примечание. Так как вероятность отказа (неуспеха) -  $P$ , есть число меньше чем 0.1, вероятность успеха ( $1-P$ ) всегда близка к 1. Таким образом, вероятности, связанные с успехом (верхние ветви), в дереве приняты равными 1.

Цель вероятностных анализов безопасности, как видим, заключается в обеспечении гармоничности концепции безопасности, квантофицировании риска, в том числе остаточного риска на всех этапах жизненного цикла АС и развитие концепции безопасности.

Кроме описанного ВАБ-1, в объем вероятностных анализов безопасности АС могут входить расчеты других уровней:

- \* ВАБ-2

- \* ВАБ-3,

а также ВАБ-0, и "Living PSA" - "живой ВАБ".

ВАБ-2 - определяет количество продуктов радиоактивного распада, которые выбрасываются, при повреждении или разрушении активной зоны ядерной установки, изотопный состав продуктов распада - размер выбросов, и оценку вероятностей или частот таких событий т.е. ВАБ-2 рассматривает запроектные аварии.

Перечень исходных событий для выполнения ВАБ-2 выходит при классификации состояний с повреждением источников радиоактивности (реакторная установка и др. источники) при выполнении ВАБ-1.

ВАБ-3 - содержит анализ распространения радиоактивных веществ при запроектной аварии - разрушении или повреждении активной зоны (или других источников радиоактивности на АС), в зависимости от метеорологических, климатических, гидрографических и других условий протекания запроектной аварии. Результаты ВАБ-3 используются для разработки плана мероприятий по защите населения при тяжелых авариях.

"Living PSA" - "живой ВАБ" - периодически возобновляемый вероятностный анализ безопасности АС. В расчетах учитываются все изменения, которые проведены на блоке во время ремонтов и технического обслуживания. Используется для оценки проведенных мероприятий по безопасности. Может использоваться для предоставления помощи оператору в оценке событий, которые происходят на блоке АС и принятия правильных (оптимальных) решений управления при различных модернизациях. Очевидно, что для таких расчетов также должны быть заготовленные заранее все исходные данные и математические (вероятностные) модели решаемых задач.

Методология проведения вероятностного анализа безопасности 1-3 уровней, а также взаимосвязь на каждом уровне задач приведена в [13].

В завершение, следует отметить, что объем и содержание ВАБ зависит от поставленных задач и целей анализа, а целесообразность включения разных задач в объем вероятностных анализов безопасности АС уровней ВАБ-2, ВАБ-3 постоянно уточняется.

### **3.4. Возможности управления риском. Принцип АЛАРА**

В примере с облучением, соответственно нормам радиационной безопасности Украины (НРБУ-97) при определении величины риска оперируют такими понятиями как остаточный риск, приемлемый риск и

верхняя граница индивидуального риска (см.выше). Могут ли эти цифры быть меньше и что для этого необходимо сделать? Другими словами, какие реальные способы управления риском облучения существуют в распоряжении атомщиков? Чтобы ответить на этот вопрос обратимся к формуле риска для данного случая:

$$P \cdot D = R_D.$$

Величина вероятности причины облучения **P** (нарушение целостности реактора) это произведение вероятности исходного события на вероятность отказов защитных и локализирующих систем безопасности (СБ) АС при необходимости их срабатывания (при аварии). Для уменьшения вероятностей нужно повышение надежности СБ, что не просто и дорого. Другой вариативный член формулы - поглощенная при данном типе аварии доза облучения **D** может быть снижена путем ограничения времени облучения, или применением специального защитного оснащения. Но на данном этапе развития атомной энергетики это практически невозможно, так как требует для персонала АЭС снижение продолжительности рабочей недели и, соответственно, увеличение количества персонала, что государство не может разрешить с экономической точки зрения. Большого смысла в таких действиях также нет, так как вредное влияние таких доз не доказано и они рекомендованы МАГАТЭ как допустимые для АЭС во всем мире.

Вообще же, в мировой практике при управлении риском, принято пользоваться принципом АЛАРА<sup>10</sup>:

**"Всякий риск должен быть снижен настолько, насколько это практически достижимо или до уровня, который настолько низкий, насколько это разумно достижимо".**

При определении допустимого риска необходимо учитывать вред от потенциально опасных технологий в сравнении с выгодой, которую они принесут. Не надо также и сильно завышать требования, допустимый риск может быть на уровне риска, который допускается человеком в повседневной жизни для самого себя (добровольным риском). Для решения задачи в такой постановке, измерение риска должно быть универсальным, не привязанным к вероятностям, так как вероятности можно сравнивать только для одинаковых объектов и для тех же условий. Такой универсальной единицей измерения риска есть или деньги, или количество летальных случаев на миллион населения или персонала. Отметим также, что в мировой практике задачи выбора допустимого риска решают методом "затраты - польза".

### 3.5. Классификация рисков

В связи с наличием в литературе разных определений и трактовок риска и связанных с ним понятий, рассмотрим возможную классификацию рисков (рис.3.4). Отметим, что иногда за определение риска принимают один из признаков классификации. Схема рис.3.4 представляет собой

---

<sup>10</sup> АЛАРА - (ALARA

as low as reasonably achievable) - так мало как это разумно достижимо

систематизацию данных, изложенных в разных источниках. Рассмотрим важные признаки классификации более подробно.

Классификация по виду источника риска:

- Внутренний риск (связанный с функционированием предприятия),
- Внешний риск (связанный с функционированием предприятия),
- Внешний риск (связанный с окружающей средой и не зависящий от функционирования предприятия),
- Человеческий фактор (риск, связанный с ошибками человека).

Для ПОО (АЭС) эти признаки классификации - это распределение исходных событий (ИС) на внутренние и внешние. Внутренние ИС - это отказы оборудования или нарушение работы оборудования в результате ошибок персонала или других причин. Внешние влияния (которые часто называются внешними событиями) - это события, которые создают экстремальные явления в окружающей среде, общие для ряда технических систем (землетрясения, наводнения, сильный ветер, карстовые провалы, падения самолетов и др.). Внутренние влияния включают внутренние затопления, пожары и летящие предметы и т.п..

Потеря связи с внешней энергосистемой (полная или частичная) иногда относится к внешним влияниям, но обычно рекомендуется рассматривать ее как внутреннее ИС. Здесь должны учитываться и такие нарушения электроснабжения как чрезмерные колебания напряжения или частоты.

Идентифицированные исходные события обычно располагаются по порядку, например, для АЭС:

- Перечень аварий с потерей теплоносителя (течи - LOCA) в зависимости от размеров разрыва.

- Перечень течей с определенными физическими характеристиками.
- Перечень течей, которые влияют на защитные системы безопасности.
- Перечень переходных процессов, характерных для данной АЭС.
- Перечень переходных процессов, обусловленных отказами поддерживающих систем, которые влияют на защитные системы безопасности.
- Перечень источников влияний (внутренних и внешних).

Существует также специфика проблемы повышения надежности работы человека в условиях ПОО, в частности АЭС, так как это условия повышенного риска. Особое значение имеет высокая ответственность за каждое решение, необходимо в каждый момент иметь полное представление о состоянии технологического процесса управления и быть готовым к точным и своевременным действиям. Вероятные действия человека-оператора в зависимости от разных факторов: уровня теоретической и практической подготовки (умений и опыта), типа характера, стажа работы по данной специальности, типа работы по сложности и ответственности, составу бригады, условий работы (наличие инструкций, условий производственной среды) и тому подобное, изучались и изучаются специалистами и учитываются в расчетах вместе с другими источниками риска.



Классификация по величине нанесенного ущерба уже рассматривалась в этой главе: допустимый риск, предельный, недопустимый и катастрофический (рис.3.2). Часто такая оценка наносится на диаграмму "вероятность - последствия", где по оси ординат рядом с частотой события приводится также ее текстовая оценка, а по оси абсцисс общепринятая оценка последствий. Следует указать, что эти оценки в разных странах разные. Обратите внимание, что при нормальной эксплуатации допускаются события, которые имеют небольшие последствия (линия приемлемости не доходит до оси абсцисс),

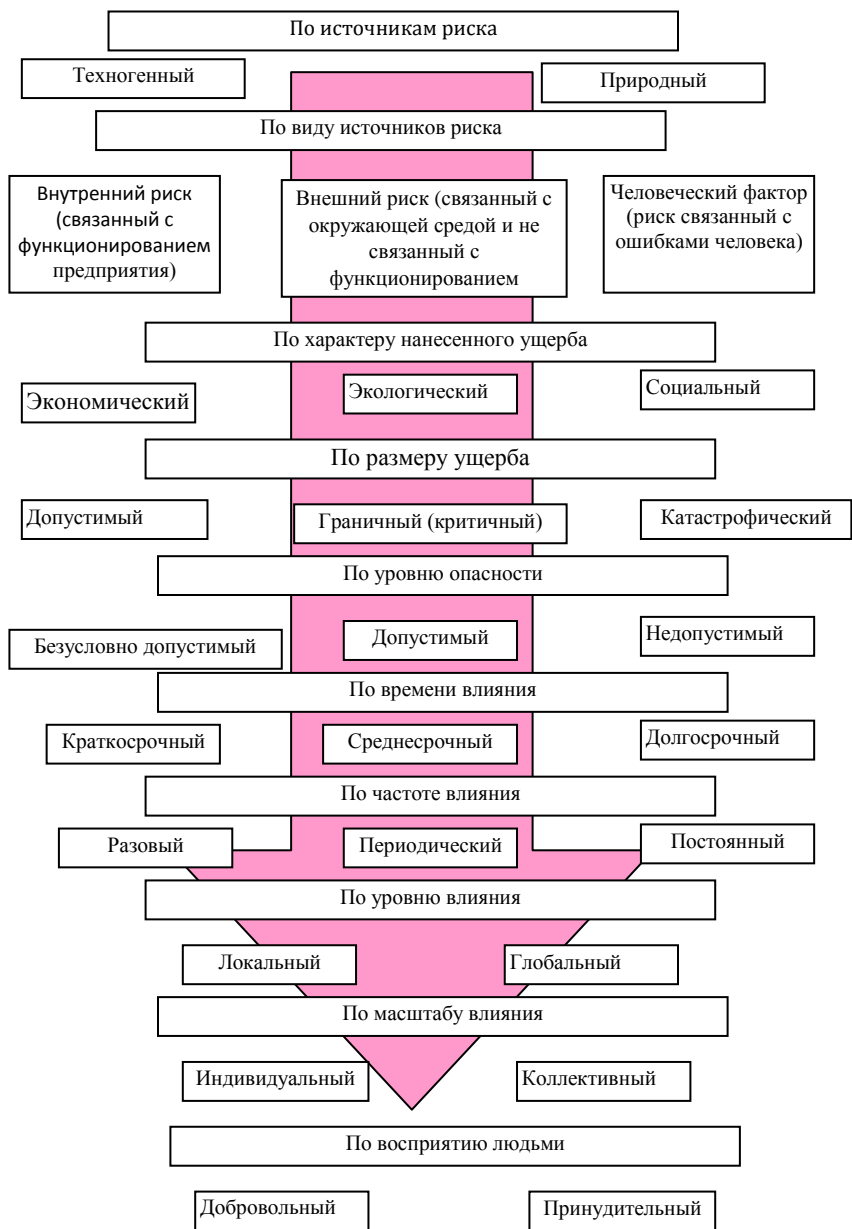


Рис. 3.4. Схема классификации рисков

также как и нельзя исключать целиком события малой вероятности, которые имеют чрезвычайно малые вероятности – остаточный риск. Линия приемлемости, как вытекает из рисунка 3.2, соответствует частоте (вероятности)  $P = 10^{-6}$ . Обычно, при классификации по уровню опасности, принято считать неприемлемым риск больше  $10^{-4}$ , приемлемым от  $10^{-6}$ , безусловно приемлемым - риск меньше  $10^{-8}$ . Естественными границами риска для человека является диапазон между  $10^{-3}$  (вероятность заболеваемости) и  $10^{-6}$  - максимальный уровень риска от природной катастрофы).

Существует шкала сравнения рисков смертности, которая впервые предложена в работе [27] для целей сравнения значений рисков смерти и рисков разного происхождения, для сравнения разных опасностей, табл.3.2

Таблица 3.2. Шкала сравнения рисков смертности

Упорядоченная шкала сравнения рисков смертности								
Низкий			Средний		Высокий			
$< 10^{-8}$	$10^{-8}$	$10^{-7}$	$10^{-6}$	$10^{-5}$	$10^{-4}$	$10^{-3}$	$10^{-2}$	$> 10^{-2}$
Пренебрегаемый	низкий	Относительно низкий	Средний	Относительно средний	Высокий	Очень высокий	Экстремальный	
1	2		3	4	5	6	7	8

Важным для атомной энергетики является признак классификации по **восприятию людьми**: добровольный и принудительный риск. Риск, связанный с авариями на предприятии для работающих на нем будет добровольным, для населения, которое проживает вблизи предприятия - принудительным. Интересные наблюдения и мысли по восприятию риска приводятся в работе [134], которая представляет обзор данных, собранных Научным комитетом по действию атомной радиации при ООН за 30 лет его деятельности. В исследовании приводятся данные опроса населения США относительно их оценок риска от разных бытовых и техногенных факторов, включая атомную энергетику. Там же приводятся и реальные статистические данные относительно влияния этих факторов. Всего рассматривалось 30 факторов, в том числе: курение, употребление спиртных напитков, риски связанные с поездками на автомобилях, мотоциклах, самолетах, занятиями охотой, альпинизмом, бытовые травмы и тому подобное. По данным опросов большинство групп населения риск от атомной энергетики ставят на первое место, хотя по объективным статистическим данным ущерб здоровью людей от курения и употребление спиртных напитков в **1500** раз выше (1 и 2 место по статистике), а атомная энергетика занимает 20 место в ряде рисков после многих факторов. Такое неоправданное завышение опасности от использования атомной энергии авторы объясняют, вводя понятие **добровольного риска и риска по принуждению**. Риск по принуждению расценивается людьми как дополнительный риск, и они вправе требовать, чтобы он был снижен к очень незначительному уровню, в сравнении с риском принятым добровольно для самих себя. Допуская подобный риск, они также могут высказывать пожелание получать информацию, каким образом осуществляется контроль над опасными факторами и как осуществляется

управление в потенциально опасных областях промышленности с целью уменьшения подобного риска.

В случае с атомной энергетикой люди воспринимают риск по принуждению более враждебно еще и потому что чувствуют себя беспомощными перед лицом опасности, которая угрожает им, не имея возможности ее контролировать или применять средства защиты от нее. В странах, которые имеют развитую атомную энергетику, вопрос восприятия риска хорошо проработан специалистами. В итоге действуют процедуры общественных согласований решений по безопасности на всех этапах жизненного цикла АЭС, начиная от проекта и до снятия с эксплуатации. Разумное соединение преимуществ расположения АЭС в регионе (развитие региона, высокий уровень жизни, льготный тариф на электроэнергию, льготное медицинское обслуживание и т. д.) и приемлемого риска, исключают понятие принудительного риска и оказывает содействие развитию атомной энергетики. Можно вести речь о переходе риска из категории "принудительный" в категорию "добровольный". Интересные наблюдения по этому вопросу приведены в работе специалистов Института ядерных исследований НАН Украины [135], которые провели исследование по количеству публикаций на единицу мощности АЭС в восьми странах, которые имеют более всего атомных энергоблоков. "Исходя из процента печатных работ по всем рассмотренным вопросам атомной энергетики от мировой, уровень ее научной поддержки наименьший в Украине (около 0,4%) и наибольший в США (28%)". Как видим, расхождения составляют 70 (семьдесят!) раз. Понятно, что при таком низком уровне работы с населением, невозможно получить поддержку, нельзя даже вести речь о добровольном риске. Человек, которому присуще чувство самосохранения, запуган алармистскою (alarm - тревога) информацией людей с научными степенями, но без соответствующих медико-биологических знаний ядерной безопасности, политиками, которые вербуют электорат, и готовых отказаться от атомных источников энергии, не создавая весь комплекс дальнейших социально-экономических и экологических последствий.

### **3.6. Определение риска на качественном уровне**

Качественное определение риска, как было сказано ранее, является одной из процедур управления риском. Количественное значение риска определять сложно, да и не всегда необходимо. Очень часто, точнее, когда заранее известно, что ОПО не создает высокой степени риска, достаточно качественных оценок. Но при этом необходимо придерживаться определенных процедур анализа и последовательности действий. Это тоже кропотливая работа, которую должны выполнять специалисты с достаточным опытом работы в своей области производства, так как давать оценки на качественном уровне, на основе которых принимаются решения - это ответственное дело.

Определим некоторые термины. В первую очередь выясним разницу

между терминами: "анализ" и "оценка" риска. МАГАТЭ в своих публикациях проводит такое разделение между оценкой и анализом. *Оценка* имеет целью получения информации, которая является основой для принятия решения в отношении того, насколько удовлетворительным есть то, что рассматривается. При этом, как инструменты, могут употребиться разные виды анализа. Итак, оценка может включать целый ряд анализов - это итоговый результат исследования.

К методам определения риска на качественном уровне относятся:

- Анализ видов критичности и последствий отказов (АВКПО);
- Анализ видов и последствий отказов (АВПО), более известный в латинской транскрипции - **FMEA (Failure Modes and Effects Analysis)**.

Основные положения этих методов изложены в межгосударственном стандарте "ГОСТ 27.310-95. Надежность в технике. Анализ видов, последствий и критичности отказов. Основные положения", который соответствует европейским аналогам. Оба метода имеют общие процедуры, для определенных нами целей нужно применять метод АВПО (FMEA).

Анализ видов отказов и последствий представляет собой упорядоченную процедуру, позволяющую на систематической основе выявить потенциальные виды отказов проектируемого оборудования или систем и проанализировать их влияние на характеристики оборудования или систем. АВПО полезен при выявлении "критических" областей проектов, необходимых мер совершенствования конструкций или внесения изменений в эксплуатацию с целью получения требуемых характеристик оборудования или систем на протяжении всего жизненного цикла объекта. Он также очень полезен в качестве предварительного этапа при разработке моделей систем (например, деревьев отказов).

АВПО является индуктивным методом анализа надежности, и в его основе лежит вопрос: "**Что произойдет, если...?**" Он учитывает один (единственный) отказ в оборудовании или системе в каждый данный момент времени. В связи с этим метод лучше всего применять для анализа оборудования или систем находящихся в режиме работы и возможных видов их отказов.

Недостатком метода АВПО является его относительная трудоемкость. Однако он реализует систематизированный подход к анализу и пониманию последствий отказов элементов для функций систем.

### **3.6.1. Используемые термины**

**Вид отказа:** Вид нарушения функции элемента (например, для отсечного клапана одним из видов отказа является "незакрытие при поступлении команды"). Наиболее часто встречающиеся виды отказов обычно хорошо известны специалистам отрасли. Для ПОО и сложных систем их необходимо определять на основании опыта эксплуатации и статистики.

**Последствия:** Последствия отказа для подсистемы, системы и (объекта) станции в целом.

**Элемент:** Конкретная часть объекта или системы, подлежащая анализу. Определение того, что представляет собой элемент, оставляется на усмотрение исследователя, проводящего анализ, если таковое не обусловлено условиями работы или регулируемыми требованиями.

**Функция:** Определенные рабочие требования к элементу в системе. Например, для отсечного клапана функциями могут являться открытие и перекрытие по команде определенного направления потока, также выполнение функции силовой поверхности для этого потока.

Основное предназначение АВПО (FMEA) с точки зрения ВАБ состоит в получении качественной информации о различных путях и видах возможных отказов системы. Таким образом, этот метод дает исходную информацию для разработки моделей систем. Кроме того, АВПО позволяет:

- (I) Сравнивать различные варианты проектов.
- (II) Получать подтверждение соответствия системы проектным критериям надежности.
- (III) Выявлять проблемные области, например:
  - виды одиночных отказов, которые могут привести к отказу системы;
  - перекрестные связи между системами;
  - объекты, требующие дополнительного резервирования и т.д.
- (IV) Получать исходные данные для определения критериев при проведении восстановительных операций и замене оборудования.
- (V) Получать объективные оценки проектных требований, относящихся к резервированию, выявлению отказов и системам оповещения, противоотказным характеристикам и роли автоматики.

### **3.6.2. Предварительные требования для выполнения АВПО**

Перед выполнением АВПО необходимо определить, что входит в анализируемую систему, а также объем или уровень детальности анализа. Это определение включает:

- (I) Требования к функциональным показателям системы
- (II) Условия эксплуатации и окружающей среды, в которых должна работать система
- (III) Четкое определение физических границ и взаимосвязей систем
- (IV) Формулирование определений отказов системы
- (V) Уровень детальности анализа, т.е. определение подсистем или элементов, с которых начнется анализ
- (VI) Объем анализа, т.е. указание вышестоящей системы или станции в целом, на которых заканчивается анализ.

Дополнительно к этому необходимо четко определить цели анализа и используемые допущения. Цели анализа продиктуют и уровень его детальности. Далее рекомендуется проанализировать соответствующий опыт эксплуатации, что будет способствовать выявлению видов отказов элементов системы.

### **3.6.3. Алгоритм анализа**

Анализ состоит из ряда последовательных логических шагов:

- (I) Сбор всей необходимой проектной информации об анализируемой системе, т.е. описаний, технологических схем, схем систем контроля и измерений, электрических схем и т.д.
- (II) Определение уровня разбиения (детальности) элементов для начальной итерации и составление перечня элементов системы.
- (III) Определение возможных видов функциональных отказов каждого элемента и их возможных причин с применением рабочей таблицы.
- (IV) Прослеживание влияния каждого отказа для определения его последствий для соответствующей подсистемы. Выявление в ходе анализа других отказов с теми же самыми или очень похожими последствиями или признаками.
- (V) Проверка диагностических действий, необходимых для исключения реализации последствий отказа данного вида.
- (VI) Определение необходимых корректирующих действий.
- (VII) Повторение шагов (IV), (V), (VI) для каждого набора эксплуатационных условий, изменяющих последствия отказа данного вида.
- (VIII) По завершении процесса на подсистемном уровне в зависимости от требований анализа определяются последствия отказов на уровне систем и станции в целом.

Выполняя действия в соответствии с приведенным алгоритмом, можно выяснить какое значение имеет отказ элемента системы для ее функционирования, дальнейшей работы системы. Например, если на автомобиле не работает система торможения, то двигаться запрещено, но когда не работают фары в светлое время суток, то это не становится препятствием движению. Т.е. применяя этот метод, составив соответствующие таблицы для всех элементов, которые входят в систему, мы имеем четкое представление о том, как отказ элемента системы влияет на последствия этого отказа.

### **3.6.4. Качественная оценка рисков**

Прежде, чем применять тот или другой метод определения риска, в том числе количественный метод с применением компьютерного кода, необходимо хорошо понять работу системы, ее элементов и влияние отказа каждого элемента на отказ или успешную работу системы. Такого понимания можно достичь путем проведения качественного анализа.

В то же время, и в вероятностных моделях для учета всех вышеупомянутых требований, необходимо проводить системный анализ работы оборудования. Анализ видов отказов и следствий - один из видов такого анализа.

Соответственно выше названному межгосударственному стандарту на

основе характеристик весомости последствий рисков и качественных оценок частоты отказов составляется матрица "вероятность отказа - тяжесть последствий" для ранжирования рисков. Предварительно нужно определиться с весомостью последствий отказов (табл.3.3) и их частотой (табл.3.4). Эти таблицы стандарта фактически связывают качественные и количественные показатели отказов. Весомость последствий отказов разбивается на четыре категории соответственно таблице 3.3.

Таблица 3.3. Категории тяжести последствий отказов.

Категория тяжести последствий отказов	Характеристика тяжести последствий отказов
IV	Отказ, который быстро и с высокой вероятностью может повлечь за собой значительный ущерб для самого объекта и/или окружающей среды, гибель или тяжелые травмы людей, срыв выполнения поставленной задачи
III	Отказ, который быстро и с высокой вероятностью может повлечь за собой значительный ущерб для самого объекта и/или для окружающей среды, срыв выполняемой задачи, но создает пренебрежимо малую угрозу жизни и здоровью людей
II	Отказ, который может повлечь задержку выполнения задачи, снижение готовности и эффективности объекта, но не представляет опасности для окружающей среды, самого объекта и здоровья людей
I	Отказ, который может повлечь снижение качества функционирования объекта, но не представляет опасности для окружающей среды, самого объекта и здоровья людей

Качественные оценки частоты отказов представлены в таблице 3.4. На основе таких оценок возможно построение матриц риска, без выполнений числовых расчетов, т.е. некоторое упрощение при выполнении задач оценок риска.

Таблица 3.4. Качественные оценки частоты отказов.

Виды отказов по частоте		Качественное описание частоты для:	
		индивидуального изделия	совокупности изделий
Частый отказ	$> 1$	Вероятно частое возникновение	Наблюдается постоянно
Вероятный отказ	$1 - 10^{-2}$	Будет наблюдаться несколько раз за срок службы изделия	Вероятно частое возникновение
Возможный отказ	$10^{-2} - 10^{-4}$	Возможно одно наблюдение данного отказа за срок службы	Наблюдается несколько раз
Редкий отказ	$10^{-4} - 10^{-6}$	Отказ маловероятен, но возможен хотя бы раз за срок службы	Вполне возможен хотя бы один раз
Практически невероятный отказ	$< 10^{-6}$	Отказ настолько маловероятен, что вряд ли будет наблюдаться даже один раз за срок службы	Отказ маловероятен, но возможен хотя бы один раз

В таблице 3.5 приведены показатели, которые рекомендуются, (индексы) уровня и критерии критичности по вероятности и весомости последствий отказов. При анализе выделяются четыре группы, которым может быть



нанесенный ущерб от аварии: персонал, население, окружающая среда, материальные объекты.

Таблица 3.5. Матрица "вероятность отказа - тяжесть последствий" для ранжирования отказов

Ожидаемая частота возникновения	Тяжесть последствий			
	Катастрофический отказ (категория IV)	Критический отказ (категория III)	Некритический отказ (категория II)	Отказ с пренебрежимо малыми последствиями (категория I)
Частый отказ	<b>A</b>	<b>A</b>	<b>A</b>	<b>C</b>
Вероятный отказ	<b>A</b>	<b>A</b>	<b>B</b>	<b>C</b>
Возможный отказ	<b>A</b>	<b>B</b>	<b>B</b>	<b>C</b>
Редкий отказ	<b>A</b>	<b>B</b>	<b>C</b>	<b>D</b>
Практически невероятный отказ	<b>B</b>	<b>C</b>	<b>C</b>	<b>D</b>

Ранги отказов:

A - обязателен углубленный количественный анализ критичности,

B - желателен количественный анализ критичности,

C - можно ограничиться качественным анализом,

D - анализ не требуется.

Критерии табл. 3.5 могут применяться для ранжирования безопасности и определения последствий отказов элементов, оборудования и составных частей сложных систем и объекта в целом. При этом ранг **A** отвечает наиболее высокой, неприемлемой степени риска для объекта, который требует неотложных мер для обеспечения безопасности, **D** - наиболее безопасным условиям. Сравнивая матрицу табл. 3.5 с диаграммой "вероятность - последствия" и шкалой рисков, находим те же критерии приемлемости рисков: низкий - пренебрежимый (D), недопустимые зоны рисков (A), допустимый (C) и высокий риск (B). Зоны B и C должны быть диапазонами пристального контроля. Т.е. поняв работу элементов и оборудования системы и объекта в целом с помощью тщательного анализа, возможно без проведения числовых расчетов качественно определить риск, который образует система. Как видим, матрица и диаграмма, по сути, одно и то же, только на диаграмме имеем "линию приемлемости", а в матрице - зону приемлемости, так всегда бывает, когда количественные показатели заменяются качественными.

На основе матрицы "вероятность отказов - тяжесть последствий" русскими учеными было предложено проведения работ по определению территориальных зон повышенного социального риска. Аналогичная работа была проведена на общественных началах и в нашем государстве, но она не получила государственной, нормативной и законодательной поддержки (отображение).

Приведем пример: анализ видов и последствий отказов заправочного пистолета топливно-раздаточной колонки (ТРК) АЗС. Имеем: объект - АЗС, система - ТРК, элемент - заправочный пистолет. Функции элемента: 1)

подача (направление) горючего в бак авто и 2) перекрытие - открытие подачи горючего. Виды отказов по первой функции могут быть только из-за ошибок оператора, поэтому не будем их рассматривать в данном анализе. Виды отказов по второй функции могут быть такие: 1) не открытие по требованию (**FO**) и 2) не закрытие по требованию (**FC**) во время работающего насоса выдачи горючего из резервуара. При этом помним, что при отключении насоса оператором подача горючего прекращается в любом случае. Следствием первого отказа - **FO**, может быть только невыполнение задачи - согласно табл.3.4 - это отказ категории 1 (отказ с пренебрежимо малыми последствиями). Частота этого отказа (ТРК фирмы Tankanllagen Salzkotten (Германия)) не более чем  $10^{-5}$  в год (редкий отказ) - табл. 3.5. Тогда согласно табл. 3.6 получаем результат анализа: ранг отказа - **D** - небольшой риск, анализ и принятия мер безопасности не нужны. Этот отказ приводит к отказу системы - ТРК, но не приводит к отказу объекту - АЗС, так как на каждой АЗС несколько ТРК, которые работают, а на этой нужно сделать небольшой ремонт.

Рассмотрим другой отказ: **FC** (не закрытие по требованию) во время работающего насоса выдачи горючего с резервуара. Этот отказ также приводит к отказу ТРК, иногда и к отказу АЗС, но последствия могут быть и более тяжелыми. Все зависит от обстоятельств отказа, а именно: 2.1) возможных ошибок двух операторов (один отключает пистолет, второй отключает насос с пульта управления, который установлен в помещении операторской); 2.2) режима работы - наиболее плохой - заправка до отключения (до полного бака); 2.3) проекта АЗС и ее оборудования: 2.3.1) новый проект с исправной системой сбора стоков и с автоматикой отключения насосов по сигналу от газоанализаторов концентрации паров горючего или 2.3.2) старый проект, без системы сбора стоков и автоматики отключения насосов; 2.4) температуры воздуха; 2.5) вероятности появления искр или открытого огня. Наиболее плохой вариант: операторы допустили ошибки (растерялись), проект новый, но системы защиты неисправные, температура летом высокая, возможно появление искр. В этом случае протекание аварии возможно по такому сценарию: разлив горючего в пределах заправочной площадки (меньше 10 кв.м), испарение - взрыв - пожар. Могут пострадать люди, объекту и окружающей среде может быть нанесен ущерб, т.е. имеем 4 категорию последствий (табл.3.3). Частота этого отказа для ТРК фирмы Tankanllagen Salzkotten (Германия) также не более чем  $10^{-5}$  в год (редкий отказ) - табл. 3.4. По данным табл. 3.5. получаем результат анализа: ранг отказа - **A** - обязательный углубленный количественный анализ критичности. Т.е. АЗС может быть отнесена по результатам только качественного анализа к объектам с высокой степенью риска. Если провести, обязательный в этом случае, углубленный количественный анализ критичности, т.е. полное вероятностное моделирование аварии, на основе опыта расчетов, можно утверждать, что для нового проекта и даже посредственной подготовки операторов, степень риска будет допустимой.

Из этого примера можно сделать вывод о сфере применения метода: доказательство того, что риск небольшой, приемлемый, или как предварительный анализ для вероятностного моделирования. Как видим, даже для одного элемента (пистолета ТРК) анализ забрал немало времени и полторы страницы текста, поэтому обычно этот анализ оформляют в виде таблицы. Анализ можно проводить для разных элементов системы, в том числе для систем, которые являются элементами систем более высокого порядка (входят в эти системы как их составные части). Например, один из тормозных цилиндров является элементом системы торможения автомобиля, система торможения является элементом ходовой системы авто и так далее. Поэтому для усвоения метода необходимо четко понять предварительные требования для выполнения анализа.

В качестве заключительных положений, отметим широкое применение метода не только для технических систем, и не только для определений риска, а и для других целей качественного анализа.

### **3.7. Основные принципы безопасности – международные нормы**

Мировым сообществом разработано достаточно много документов по безопасности, существуют специальные издания МАГАТЭ (серии безопасности), которые касаются разных вопросов безопасности, издаются и распространяются шестью языками (англ., нем., фран., япон., испан., рус.) на некоторые из них в учебнике существуют ссылки. Ниже приведены 10 принципов радиационной безопасности, разработанные совместно международными организациями: агентством по ядерной энергии, всемирной организацией здравоохранения, европейским сообществом атомной энергии, международной морской организацией, международной организацией труда, международным агентством по атомной энергии, панамериканской организацией здравоохранения, программой организации объединенных наций по окружающей среде, продовольственной и сельскохозяйственной организацией объединенных наций [136].

Основные принципы:

**Принцип 1. Ответственность за обеспечение безопасности.** Главную ответственность за обеспечение безопасности должны нести лицо или организация, которые отвечают за установку или деятельность, связанные с радиационными рисками.

**Принцип 2. Роль правительства.** Должен быть создан и совершенствоваться эффективный правовой и правительственный механизм обеспечения безопасности, включающий независимый регулирующий орган.

**Принцип 3. Руководство и управление в интересах обеспечения безопасности.** Необходимо создать и совершенствовать систему руководства и управления в интересах обеспечения безопасности в организациях, занимающихся радиационными рисками, и на установках и в рамках деятельности, связанных с радиационными рисками.

**Принцип 4. Обоснование установок и деятельности.** Эксплуатация

установок и деятельность, связанные с радиационными рисками, должны приносить общие положительные результаты.

**Принцип 5. Оптимизация защиты.** Необходимо оптимизировать защиту, чтобы обеспечить наивысший уровень безопасности, который может быть реально достигнут.

**Принцип 6. Ограничение рисков в отношении физических лиц.** Меры по контролю за радиационными рисками должны обеспечивать, чтобы ни одно физическое лицо не подвергалось неприемлемому риску нанесения вреда.

**Принцип 7. Защита нынешнего и будущих поколений.** Нынешние и будущие население и окружающая среда должны быть защищены от радиационных рисков.

**Принцип 8. Предотвращение аварий.** Необходимо предпринимать все практически возможные усилия для предотвращения и смягчения последствий ядерных или радиационных аварий.

**Принцип 9. Аварийная готовность и реагирование.** Должны быть приняты меры по обеспечению аварийной готовности и реагирования в случае ядерных или радиационных инцидентов.

**Принцип 10. Защитные меры по уменьшению имеющихся или нерегулируемых радиационных рисков.** Защитные меры по уменьшению имеющихся или нерегулируемых радиационных рисков должны быть обоснованы и оптимизированы.

Содержание каждого принципа и условия его соблюдения и контроля подробно описаны в названном документе [136]. Принципы специально сформулированы без использования специальной (профессиональной) терминологии, чтобы были понятны руководству стран. В предисловии генерального директора МАГАТЭ сказано, что применение Основных принципов безопасности будет оказывать содействие применению международных норм безопасности и повысит согласованность мер, принятых в разных государствах. Поэтому желательно, чтобы все государства придерживались этих принципов и пропагандировали их. Эти принципы будут обязательными для МАГАТЭ относительно его деятельности и для государств относительно операций, в которых МАГАТЭ предоставляет помощь. Десять новых основных принципов безопасности представляют основу, исходя из которой определяются требования защиты от влияния ионизирующих излучений соответственно программе МАГАТЭ по нормам безопасности и обосновывается более широкое применение его программы, связанной с безопасностью.

Третий принцип непосредственно связан с культурой безопасности, поэтому приведем его содержание полностью. Нумерация пунктов документа выполнена сквозной, с пометкой раздела, п.3.12 - это 12 пункт документа, который относится к третьему принципу. Итак, содержание третьего принципа (п.3.12- п.3.17):

«3.12. Руководство вопросами безопасности должны осуществлять лица, занимающие самые высокие должности в организации. Безопасность должна обеспечиваться и поддерживаться с помощью эффективной системы управления. Эта система должна включать все элементы управления, чтобы

требования безопасности устанавливались и применялись согласованно с другими требованиями, в том числе требованиями в отношении действий персонала, качества и физической безопасности и чтобы другие требования или задачи не выполнялись в ущерб безопасности. Система управления должна также обеспечивать формирование культуры безопасности, регулярное проведение оценки показателей безопасности и использование уроков, извлеченных из опыта.

3.13. Неотъемлемым элементом системы управления должна быть культура безопасности, определяющая позицию и поведение в отношении безопасности всех соответствующих организаций и лиц. Культура безопасности включает:

- индивидуальную и коллективную решимость обеспечивать безопасность со стороны высшего, среднего руководства и персонала на всех уровнях;
- подотчетность организаций и лиц на всех уровнях в вопросах безопасности;
- меры, поощряющие заинтересованность и стремление учиться в отношении вопросов безопасности и препятствующие благодушию.

3.14. Одним из важных факторов системы управления является признание всей совокупности взаимодействия лиц на всех уровнях с технологиями и организациями. Для предотвращения ошибок со стороны человека и организаций следует учитывать человеческий фактор и поддерживать передовые опыт и практику.

3.15. В соответствии с дифференцированным подходом следует оценивать безопасность всех установок и видов деятельности. Оценка безопасности предусматривает систематический анализ нормальной эксплуатации и ее последствий, возможных ситуаций возникновения отказов и последствий таких отказов. Предметом оценки безопасности являются меры обеспечения безопасности, которые требуются для контроля за опасностью, и проводится оценка конструкционных и инженерно-технических средств безопасности, чтобы убедиться, что они выполняют необходимые связанные с безопасностью функции. Когда для поддержания безопасности требуется принятие мер контроля или мер со стороны оператора, должна проводиться первоначальная оценка безопасности, чтобы убедиться, что принимаемые меры носят надежный характер и что на них можно полагаться. Установка может быть построена или введена в эксплуатацию или деятельность может быть начата только после того, как регулирующий орган убедится в адекватности предлагаемых мер обеспечения безопасности.

3.16. Процесс оценки безопасности установок и деятельности повторяется полностью или частично по мере необходимости позднее в ходе эксплуатации и деятельности, чтобы принять во внимание изменившиеся обстоятельства (например, применение новых норм или научно-технический прогресс), накопленный опыт работы, произведенные модификации и последствия старения. В отношении эксплуатации и деятельности, которые осуществляются в течение длительных периодов времени, оценки анализируются и повторяются по мере необходимости. Продолжение

эксплуатации и деятельности зависит от этих последующих оценок, на основании результатов которых регулирующий орган должен удостовериться, что меры по обеспечению безопасности остаются адекватными.

3.17. Несмотря на любые принимаемые меры могут случаться аварии. Для предотвращения повторения аварий необходимо определять и анализировать предшествующие им события и предпринимать соответствующие меры. Одним из ключевых способов повышения безопасности является учет опыта эксплуатации установок и деятельности, а в соответствующих случаях и иного опыта. Необходимо организовать процесс учета и анализа опыта эксплуатации и деятельности, в том числе исходных событий, событий, предшествующих авариям, событий, близких к отказам, аварий и несанкционированных действий, чтобы из них можно было извлечь уроки и чтобы можно было обмениваться информацией и принять соответствующие меры».

О всех вопросах, которые касаются требований этого раздела и принципов безопасности вообще, речь будет неоднократно, по сути это содержание предмета - система руководства и управление в интересах обеспечения безопасности. Предварительно необходимо заметить, что все названные принципы безопасности на АЭС Украины выполняются, на что существуют документальное подтверждение. Безопасность АЭС Украины находится на приемлемом уровне, что подтверждается не только внутренним независимым государственным контролем, но и многочисленными проверками международных организаций (миссий), МАГАТЭ в том числе.

### 3.8. Алгоритм управления риском

В начале этого раздела рассказывалось о концепции общего управления безопасностью - концепции риск - ориентированного подхода (РОП). В Украине эта концепция управления разработана много лет назад, но внедрена только в ядерной отрасли, на наш взгляд, по общим причинам политической нестабильности и безответственности. Вот основные семь принципов государственного управления безопасностью в рыночных условиях, которые изложены в концепции управления рисками [1]: (1) приемлемости, (2) превентивности (предотвращение), (3) минимизации (АЛАРА), (4) полноты, (5) адресности (кто создает риск, тот и платит), (6) целесообразного значения приемлемых уровней, (7) информирование (декларирование). Эти семь принципов в развитых странах действительно обеспечивают надлежащий уровень безопасности.

Приведем краткое объяснение этих принципов:

- принцип *приемлемости* риска, состоит в определении и достижении в государстве социально, экономически, технически и политически обоснованных нормативных значений рисков для населения, окружающей природной среды и объектов экономики;
- принцип *превентивности* предусматривает максимально возможное и заблаговременное выявления опасных значений параметров состояния или процесса и инициирующих событий, которые создают угрозу возникновения

чрезвычайных ситуаций, и применение конкретных мероприятий, направленных на нейтрализацию этой угрозы и/или смягчения ее последствий;

- принцип *минимизации* риска, согласно которому риск чрезвычайной ситуации необходимо снижать настолько, насколько это возможно, добиваясь достижения разумного компромисса между уровнем безопасности и размером затрат на ее обеспечение;

- принцип *полноты*, соответственно которому риск для жизнедеятельности человека или функционирование любого объекта является интегральной величиной, которая должна определяться с учетом всех угроз возникновения аварий и/или чрезвычайных ситуаций с учетом человеческого фактора;

- принцип *адресности*, который заключается в том, что риском должен управлять тот, кто его создает;

- принцип выбора *целесообразного значения риска*, соответственно которому субъект управления риском обеспечивает в пределах от минимального до предельно допустимого такое значение риска, которое он считает целесообразным, исходя из имеющихся у него экономических, технических и материальных ресурсов и существующих социальных и политических условий; субъект хозяйствования, выбирая целесообразное значение риска, гарантирует определенный уровень безопасности для населения и уплату страховых выплат, если авария произошла;

- принцип обязательности *информирования*, заключается в том, что каждый субъект управления риском обязанный регулярно предоставлять органам государственной власти и местного самоуправления реальные значения рисков.

- Принцип минимизации риска, еще известный, как принцип АЛАРА (см. выше): "Всякий риск должен быть снижен настолько, насколько это практически достижимо или же до уровня, который настолько низкий, насколько это разумно достижимо".

Управление рисками чрезвычайных ситуаций техногенного и природного характера должно рассматриваться как неотъемлемая часть государственной политики национальной безопасности и социально-экономического развития государства, одной из важнейших функций всех органов исполнительной власти и субъектов хозяйствования всех форм собственности, и может осуществляться на основе указанных выше принципов, аккумулируя лучшие достижения человечества во всех областях производства.

### 3.9. Общая схема управления рисками предприятия

Цель управления риском при осуществимые деятельности потенциально опасного объекта и АЭС можно определить как обеспечение безопасности персонала, населения и окружающей природной среды путем установления и поддержки приемлемого уровня риска при использовании оптимальным образом с максимальной эффективностью имеющихся материальных ресурсов.

*Управление рисками* - это деятельность, связанная с идентификацией,

анализом рисков и принятием решений, направленных на минимизацию отрицательных последствий наступления исходных событий (явлений) и/или уменьшение вероятности их реализации до приемлемых значений. В общем случае процесс управления рисками при осуществлении деятельности на объекте включает выполнение шести процедур и постоянный мониторинг и контроль (рис. 3.5).

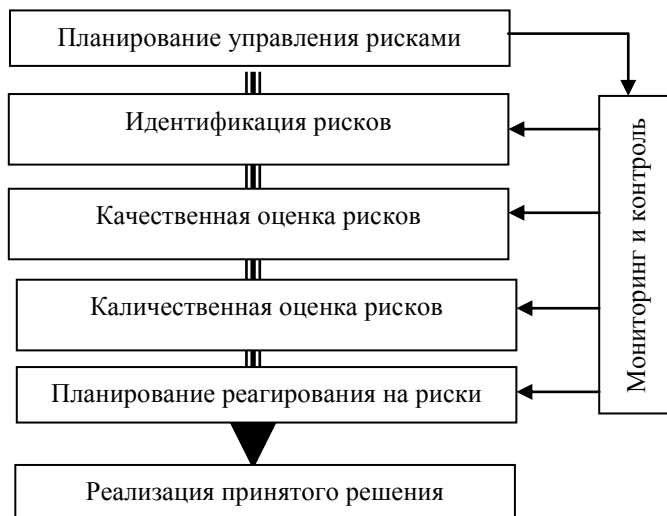


Рис. 3.5. Процесс управления рисками

*Планирование управления рисками* - это процесс принятия решений по применению методологии РОП для конкретной деятельности. Этот процесс может включать в себя:

- Организацию на объекте специального подразделения (группы управления рисками), ответственного за оценку и управление рисками;
- Выбор методики оценки рисков;
- Определение источников данных для идентификации рисков;
- Определение интервала времени для анализа ситуации (аварии).

Очень важным является определение допустимых (приемлемых) уровней риска, которые определяются на основе действующего законодательства.

*Идентификация рисков* определяет, какие риски могут повлиять на деятельность, которая рассматривается. Характеристики этих рисков должны быть оформлены документально. Идентификация рисков должна проводиться регулярно на протяжении всей деятельности объекта. Специализированное подразделение должно привлекать к работам по идентификации рисков всех участников процесса: проектантов, эксплуатационников, специалистов других подразделений и независимых экспертов. Идентификация рисков организовывается как итерационный



процесс. Первые расчеты потенциального риска выполняют проектанты. В процессе деятельности объекта, с учетом опыта эксплуатации, уточняются данные по надежности систем и оборудования, процедурам управления, ошибкам персонала и делается перерасчет рисков для объекта. Для формирования объективной оценки в завершающей стадии процесса оценки могут принимать участие независимые эксперты. Пример идентификации рисков, для радиационных рисков изложен в государственном нормативном документе НРБУ-97/Д-2000.

*Качественная оценка рисков* - это процесс качественного анализа результатов идентификации, а также определение событий, которые вносят наибольший вклад в общий риск и требуют принятия мер по снижению риска.

Качественная оценка определяет степень важности риска и составных его событий. Целесообразно создать банк данных рисков всей деятельности на объекте, основанный на систематизированных данных, в том числе данных по влиянию рисков на персонал. На этом этапе возможно определение факторов наибольшего влияния, которое создаст предпосылки управления.

*Количественная оценка рисков* определяет значение вероятности возникновения рисков и влияния их последствий на деятельность, которая помогает принимать оптимальные решения и избегать неопределенности (в смысле управления) при этом. Количественная оценка рисков предусматривает выполнение предыдущих процессов, это завершающий этап задачи определения рисков. Важный этап качественного анализа систем заключается в представлении условий невыполнения функций системы в виде так называемого множества минимальных сечений. Набор минимальных сечений системы однозначно определен ее деревом отказов и может быть получен при использовании специальных алгоритмов выбора минимальных сечений, который составляет наиболее важную задачу расчетного кода. Заметим, что при расчете точечной вероятности нежелательного события с помощью ДО вручную, или с помощью калькулятора, мы не получаем набора минимальных сечений системы, т.е. теряем чрезвычайно важную информацию для управления риском. В самом деле, если известно, какие события более всего влияют на риск, то задача управления сводится к тому, чтобы уменьшить влияние этих событий любым способом. Если это невозможно, или слишком дорого, то необходимо создавать специальные системы безопасности, назначением которых являются ограничения отрицательного действия нежелательного события, или прекращение опасного процесса на каком-то промежуточном этапе. Количественные данные по базисным событиям влияют на важность самого минимального сечения - его процентный вклад в вероятность отказов системы.

*Планирование реагирования на риски* - это разработка методов и технологий снижения отрицательных последствий рисков. Качественное, научно обоснованное планирование возможно при условии выполнения всех

предыдущих этапов процесса соответственно рис. 3.4. Стратегия планирования должна отвечать типам рисков, их величине и значимости, наличию ресурсов и временных параметров. В наиболее опасных случаях, возможно предусматривать несколько вариантов реагирования на риски. Планирование должно осуществляться в соответствии со специальной методикой, которая учитывает специфику объекта, действующие на нем правила и инструкции.

*Реализация принятого решения* осуществляется как заключительный этап всей работы по управлению рисками, на основе предыдущего планирования. Это могут быть действия, которые должны быть выполнены немедленно, или на протяжении какого-то непродолжительного срока или долгосрочные мероприятия, что нуждаются в значительных материальных ресурсах. В некоторых случаях реализация принятого решения контролируется государственными надзорными органами - инспекциями. В случае, когда объект создает угрозу, которая превышает принятые уровни риска, нужно осуществлять мероприятия модернизации технологий, или оборудования или вообще прекращать его деятельность.

*Мониторинг и контроль* параметров проводятся с целью проверки соблюдения требований установленных норм. Мониторинг и контроль должны осуществляться специализированным подразделением объекта. При этом постоянно контролируется процесс идентификации рисков, выполнение плана реагирования на риски, оценка эффективности мер по снижению рисков, величина остаточного риска и его приемлемость.

Качественный контроль выполнения деятельности дает информацию, которая оказывает содействие принятию эффективных решений по предотвращению новых рисков или смягчение последствий. Контроль может инициировать выбор альтернативных стратегий, принятие изменений, перепланирование проекта для достижения базового плана.

При организации управления риском, разработке предложений относительно принятия управленческих решений для обеспечения наглядности, удобства проведения оперативных расчетов риска целесообразно наносить на карты информацию о зонах риска на объекте. Под зонами риска понимают помещение и территории, которые ограничены изолиниями, которым отвечают определенные уровни риска. Установление зон риска имеет важное практическое значение. Особенно большая роль этих зон при анализе, оценке обстановки и принятии решения в аварийных условиях.

Для целей мониторинга и проверки соблюдения норм предусматривается необходимое оборудование и внедряются соответствующие процедуры проверки. Указанное оборудование надлежащим образом обслуживается и испытывается, а также калибруется с надлежащей периодичностью на основе эталонов, которые отвечают национальным или международным стандартам.

### **3.10. Государственное управление рисками в условиях рыночной экономики. Лицензирование и страхование.**

Применяя системный подход к изучению сверхсложной системы "человек - машина – окружающая среда", необходимо учитывать, что риск возникновения аварий и катастроф, опасных ситуаций в быту, производстве, окружающей среде, общественных и межгосударственных отношений при всей мысленной непохожести имеет единую методологию оценки.

Государственное управление рисками в рамках рыночной экономики осуществляется с помощью процедур лицензирования и страхования. Эти процедуры регулируются соответствующими законами. Так, Законом Украины "Об объектах повышенной опасности" [137], определен порядок предоставления разрешения (лицензии) на эксплуатацию объектов повышенной опасности. Аналогичная процедура определена и законом о ядерной и радиационной безопасности. Субъект хозяйственной деятельности, а также предприятия, учреждения, организации, которые намерены начать эксплуатацию объектов повышенной опасности, присылают в государственную администрацию, исполнительным органам поселкового или городского советов заявление на получение разрешения на эксплуатацию объекта повышенной опасности, к которой прилагаются:

- декларация безопасности;
- договор обязательного страхования ответственности за вред, который может быть причинен авариями на объектах повышенной опасности;
- план локализации и ликвидации аварий на объекте повышенной опасности;
- копия разрешения на строительство и/или реконструкцию объекта повышенной опасности;
- выводы предусмотренных законом государственных и, в случае наличия, общественных экспертиз;
- копию решения соответствующего совета о предоставлении согласия на размещение объекта повышенной опасности на территории села, поселка, города - в случае если место нахождения объекта есть такая территория.

Соответствующая государственная администрация, исполнительные органы рассматривают заявление, согласовывают с территориальными органами специально уполномоченных центральных органов исполнительной власти и присылают субъекту хозяйственной деятельности письменное разрешение на эксплуатацию объекту повышенной опасности или обоснованный отказ с перечнем дополнительных мер, которые он должен выполнить для получения разрешения (лицензии). Копия разрешения на эксплуатацию объекта повышенной опасности присылается также специально уполномоченным органам исполнительной власти, которые осуществляют государственный надзор и контроль в сфере деятельности, связанной с объектами повышенной опасности.

Порядок разработки декларации безопасности объектов повышенной опасности, ее содержание, методика определения рисков и их допустимые уровни устанавливаются Кабинетом Министров Украины. Ниже приведен пример декларации в случае атомных станций (заявление о политике). Ущерб окружающей среде (экологический) и другие виды ущерба деятельности ПОО (и АС), должны быть оценены количественно в виде возможных рисков причинить вред. Все виды ущерба должны быть компенсированы ПОО или потребителем его продукции. В итоге эти убытки должны ложиться на себестоимость и цену продукции. Например, соответственно Киотскому соглашению предприятия теплоэнергетики, которые выбрасывают чрезмерное количество углекислого газа, платят 200\$ за каждую тонну выброса. Соответственно соглашению МАГАТЭ атомные станции должны делать взносы в страховой фонд, для ликвидации возможных последствий аварии, оплачивать услуги лицензионной деятельности, в том числе на подготовку и поддержку квалификации персонала. Лицензирование и страхование деятельности ПОО являются основными элементами их функционирования в рыночной экономике. Основные аспекты этой деятельности будут рассмотрены ниже. Общим для обоих процессов является необходимость расчета рисков. При этом процессы вычислений отличаются существенным образом, прежде всего по цели деятельности. Расчет риска для управления должен быть более полным и основательным, включая определение наиболее чувствительных к управлению элементов системы. Для страхования необходимы средние статистические оценки рисков, основанные на предыдущей деятельности этого объекта или ему аналогичных.

### **3.10.1. Лицензирование**

**Лицензия** - письменное разрешение, выданное лицензиату регулирующим органом на проведение определенных видов деятельности, связанных с выбором строительной площадки, сооружением, введением в эксплуатацию, эксплуатацией и снятием с эксплуатации, утилизацией АЭС (ПОО).

Разрешительная деятельность является основой регуляторной политики государства. Основными задачами этой работы являются устранение правовых и административных препятствий в реализации права граждан на предпринимательскую деятельность. Разрешительная деятельность в сфере использования ядерной энергии или ПОО - это особая область государственного регулирования, которая нуждается в компетентном рассмотрении.

Разрешительная деятельность - важная сфера государственного регулирования. В качестве примера, рассмотрим деятельность, которая связана с использованием ядерной энергии и нуждается в особом отношении со стороны государства. Подписав Конвенцию о ядерной безопасности, Украина обязалась поддерживать надлежащий уровень регулирования

ядерной безопасности, в том числе относительно разрешительной деятельности в сфере использования ядерной энергии. На выполнение международных обязательств и с целью упорядочения вопросов государственного регулирования был принят Закон Украины "О разрешительной деятельности в сфере использования ядерной энергии".

Разрешение (лицензия) органа Государственного регулирования безопасности на ведение деятельности в области опасных технологий является официальным документом, который:

- разрешает владельцу разрешения (лицензии) конкретные виды деятельности, указанные в разрешении (лицензии);
- устанавливает обязательные особые условия, при соблюдении которых разрешается ведение этих видов деятельности.

Разрешение (лицензия) выдается по утвержденной форме. Разрешение (лицензия) выдается каждому субъекту предпринимательской деятельности отдельно, при этом одним разрешением может предоставляться право на ведение нескольких видов деятельности. Разрешение (лицензия) выдается субъекту предпринимательской деятельности, деятельность которого не вступает в противоречие с законодательством Украины и который:

- обязуется нести полную ответственность за безопасность установок и процессов;
- продемонстрировал органу Государственного регулирования безопасности свою способность действовать соответственно требованиям действующих норм и правил из безопасности и особых условий разрешения;
- получил установленные действующими нормами и правилами по безопасности документы органов МЧС, Минприроды, Минздрава, Комитета охраны труда, СБУ, Госкомгеологии и других государственных органов управления в зависимости от вида деятельности.

#### Порядок получения разрешения

Порядок получения разрешения рассмотрим на примере деятельности, которая связана с атомной энергетикой. Выдача разрешения (лицензий) осуществляется на основании таких документов:

- заявления с указанием видов деятельности и подразделений, в которых эта деятельность осуществляется или предполагается к осуществлению;
- копий учредительских документов;
- соответствующих документов органов Минприроды, Минздрава, Комитета охраны труда, СБУ, Госкомгеологии;
- отчета о безопасности (результат анализа безопасности);
- информации о безопасности.
- Все документы должны быть удостоверены в установленном порядке.
- Порядок выдачи разрешения (лицензии) состоит из таких этапов:
- предварительное рассмотрение материалов заявки;

- рассмотрение отчета о безопасности;
- инспекционная проверка комиссией Госатомнадзора состояния безопасности и достоверности представленного отчета относительно безопасности;
- подготовка предварительных выводов на основе результатов рассмотрения отчета о безопасности и инспекционной проверки;
- рассмотрение вопроса выдачи разрешения (лицензии) на коллегии органа Государственного регулирования безопасности;
- оформление разрешения (лицензии) с установлением особых условий ведения разрешительной деятельности или оформление официального отказа в выдаче разрешения (лицензии).

Предварительное рассмотрение материалов заявки проводится с целью определения полноты и достаточности представленных документов и соблюдения правил их оформления. Предварительное рассмотрение проводит соответствующее Управление органа Государственного регулирования безопасности Украины. Основанием для отклонения заявки от дальнейшего рассмотрения может быть несоответствие перечня документов заявки требованиям Положения о лицензировании или несоответствии содержания или оформление указанных документов установленным требованиям.

Решение, принятое по результатам предварительного рассмотрения материалов заявки, утверждается начальником Управления безопасности. В случае отклонения заявки от дальнейшего рассмотрения в сообщении указывается недостатки, которые привели к такому решению. Указанное решение сохраняется в деле Управления на протяжении 10 лет.

Инспекционная проверка состояния безопасности и достоверности представленного отчета о безопасности может быть осуществлена как параллельно с рассмотрением материалов заявки, так и после его окончания. К проведению инспекционной проверки могут быть привлечены по согласованию специалисты других органов, в функции которых входит надзор за соблюдением установленных правил обращения с радиоактивными отходами, а также представители органов местного и регионального самоуправления. Результаты инспекционной проверки оформляются в виде акта, который подписывается главой комиссии и всеми ее членами и подается в управление безопасности.

Результаты рассмотрения материалов заявки и инспекционной проверки оформляются в виде рекомендации, которая подписывается начальником управления безопасности. Отказ в выдаче разрешения (лицензии) является актом письменной формы и происходит в случаях, если результаты рассмотрения материалов заявки или инспекционной проверки удостоверили, что субъектом предпринимательской деятельности не обеспечивается выполнение требований безопасности при осуществлении видов деятельности, которые заявляются.

Согласно Закону Украины "Об объектах повышенной опасности"

оформление разрешения на эксплуатацию ПОО в сравнении с выше изложенным несколько проще. К заявлению с целью получения разрешения на строительство и/или реконструкцию объектов повышенной опасности кроме документов, определенных законодательством о градостроительстве и региональными и местными правилами застройки, прибавляются:

- технико-экономическое и градостроительное обоснование размещения объекту повышенной опасности и предпроектные материалы, которые содержат сведения об объекте повышенной опасности, возможные аварии на нем и их последствия;
- выводы государственных экспертиз, предусмотренных законом, а также общественных экспертиз в случае их наличия.

Субъект хозяйственной деятельности одновременно с представлением указанных документов с целью привлечения соответствующего общественного обсуждения через *средства массовой информации* сообщает о:

- цель реализации проекта;
- возможных отрицательных последствиях влияния на жизнедеятельность людей и окружающий среды;
- мероприятиях и средствах, предусмотренных проектом для предотвращения аварий, ограничение их последствий и защиты людей и окружающий среды.

Заметим, что выводы общественных экспертиз, в отличие от Европейской практики, для получения лицензии необязательны. Это обстоятельство предоставляет возможность игнорировать мнение населения и лишает население возможности влияния на снижение риска.

### **3.10.2. Регулирование разрешительной деятельности**

Субъект предпринимательской деятельности, который получил разрешение (лицензию) на ведение деятельности, контролируется органом Государственного регулирования безопасности и обязуется:

- обеспечивать выполнение особых условий разрешения и требований норм и правил безопасности;
- извещать орган Государственного регулирования безопасности относительно всех аварийных ситуаций и случаев нарушения условий разрешения норм и правил безопасности;
- предоставлять органу Государственного регулирования безопасности по его требованию сведения относительно состояния безопасности при осуществленные разрешенных видов деятельности и другую информацию.

Государственный контроль включает инспекцию разрешенной деятельности и употребление санкций согласно законодательству Украины в случае нарушений условий разрешения и требований норм и правил безопасности. Государственный контроль за выполнением особых условий разрешения и требований норм и правил безопасности обращения с

радиоактивными веществами полагается на соответствующую Главную государственную инспекцию.

Изменения в особые условия разрешения вносятся по решению органа Государственного регулирования безопасности, в том числе и по инициативе предприятия.

В случае невыполнения владельцем разрешения его особых условий, орган государственного регулирования безопасности может прекратить действие разрешения до времени устранения нарушений. Относительно прекращения действия разрешения его владелец и орган государственной исполнительной власти согласно подчиненности субъекта предпринимательской деятельности сообщаются в письменном виде органом государственного регулирования безопасности не позднее чем через 3 дня со времени принятия такого решения.

### **3.10.3. Страхование**

В соответствии с Законами Украины существуют целевые виды страхования. Страхование гражданской ответственности субъектов хозяйствования за вред, который может быть причинено авариями на объектах повышенной опасности, осуществляется соответственно Закону Украины «Про страхование» [138]. На случай ЧС создаются страховые и финансовые резервные фонды, а также фонды неснижаемых ресурсов, продуктов питания и непродовольственных товаров первоочередного употребления, необходимых для реагирования на чрезвычайные ситуации. Чтобы осуществить эту работу необходимы прогнозирование и оценка социально-экономических последствий чрезвычайных ситуаций. В общем, управление деятельностью региональных структур функциональных подсистем единой государственной системы заключается, в основном, в обеспечении целевых видов страхования, страховых и финансовых резервов.

Законами Украины предусмотрено также страхование работников ПОО и лиц, которые принимают участие в проведении аварийно-спасательных работ - спасателей. Спасатели, в случае зачисления их к штату профессиональной аварийно-спасательной службы или привлечении в индивидуальном порядке или в составе объектовой аварийно-спасательной службы к проведению аварийно-спасательных работ, подлежат обязательному личному страхованию на случай заболевания, частичной или полной потери трудоспособности, гибели (смерти), вызванных выполнением обязанностей спасателей, указанных в контрактах, заключенных во время их приема на работу, или договорах относительно проведения аварийно-спасательных работ, к которым они привлекаются.

Страхование спасателей, которые привлечены к проведения аварийно-спасательных работ в индивидуальном порядке или в составе объектовых аварийно-спасательных служб, осуществляют органы исполнительной власти, органы местного самоуправления, предприятия, учреждения и



организации, которые привлекли их к проведению этих работ, за счет средств, которые выделялись на их проведение. Страхование осуществляется на сумму десятилетнего денежного содержания по последней должности, которую занимает пожарник-спасатель, но не меньше одной тысячи необлагаемых минимумов доходов граждан. Порядок и условия обязательного личного страхования спасателей устанавливаются Кабинетом Министров Украины.

### **3.11. Особенности управления безопасностью АЭС**

#### ***3.11.1. Принципы проектирования***

На этапе проектирования ядерной установки проводится анализ безопасности для целого ряда ситуаций, которые могут возникнуть на станции – нормальной эксплуатации, ожидаемых при эксплуатации событий и возможных аварий. Путем подробного изучения всех этих ситуаций демонстрируется надежность проекта станции и эффективность систем безопасности.

Безопасной с точки зрения проекта является та АЭС, на которой в любом случае, даже в аварийной ситуации, обеспечивается выполнение следующих основных функций:

- управление ядерной цепной реакцией в активной зоне реактора,
- отвод теплоты от активной зоны, и
- предотвращение распространения радиоактивных материалов.

Все возможные сценарии аварий должны быть учтены на самом раннем этапе процесса проектирования. В публикации № 110 Серии изданий по безопасности МАГАТЭ, озаглавленной “Безопасность ядерных установок”, указываются следующие принципы проектирования:

— Проект должен обеспечивать пригодность ядерной установки для надежной, стабильной и легко управляемой эксплуатации. Основной целью должно быть предотвращение аварий.

— В проекте должен быть надлежащим образом применен принцип глубокошелонированной защиты, т. е. несколько уровней защиты и множественные барьеры для предотвращения выбросов радиоактивных материалов, а также обеспечено положение, при котором отказы или сочетания отказов, которые могли бы привести к значительным радиологическим последствиям, будут весьма маловероятны.

— Технологии, заложенные в проекте, должны быть апробированы или проверены опытом или испытаниями, или и тем, и другим.

— Систематическое рассмотрение взаимодействия человека и машины и человеческих факторов должно быть предусмотрено на всех этапах проектирования и в процессе соответствующей разработки эксплуатационных требований.

— Дозы облучения персонала на площадке и выбросы радиоактивных материалов в окружающую среду должны поддерживаться посредством

проектных решений на разумно достижимом низком уровне.

— Прежде чем эксплуатирующая организация завершит представление технического проекта регулирующему органу, должны быть проведены всеобъемлющая оценка безопасности и независимая проверка подтверждения того, что проект установки позволит выполнить цели и требования безопасности.

### **3.11.2. Концепции глубокоэшелонированной защиты**

Согласно действующих в Украине ОПБ-2000<sup>11</sup> безопасность АЭС должна обеспечиваться за счет последовательной реализации *концепции глубоко эшелонированной защиты*, основанной на применении:

- системы физических барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду;
- системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности.

Система физических барьеров включает:

- топливную матрицу;
- оболочки тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ);
- границу контура теплоносителя реактора (1 контур);
- герметичное ограждение реакторной установки (гермооболочка);
- биологическую защиту.

---

<sup>11</sup> С 2008 г. введено и действует ОПБ-2008

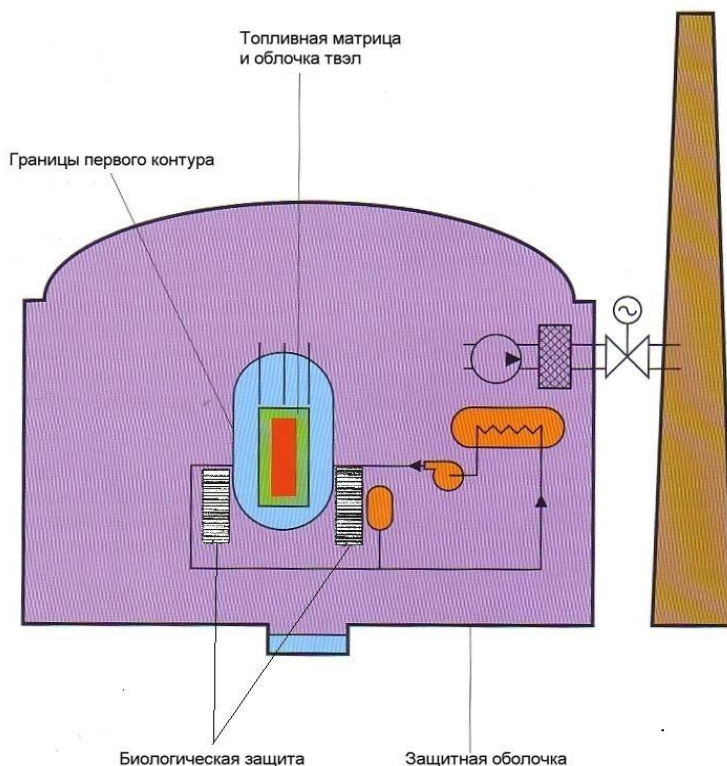


Рис.3.6. Физические барьеры на пути распространения радиоактивности

При нормальной эксплуатации все барьеры и средства их защиты должны находиться в работоспособном состоянии. При выявлении неработоспособности любого из барьеров или средств их защиты работа АЭС на мощности запрещается.

Система технических и организационных мер образует 5 уровней глубоко эшелонированной защиты [20], представленных ниже.

**Уровень 1.** Создание условий, предотвращающих нарушения нормальной эксплуатации:

- оценка и выбор площадки, пригодной для размещения АЭС;
- разработка проекта на основе консервативного подхода с развитым свойством внутренней самозащищенности реакторной установки;
- обеспечение требуемого качества систем (элементов) АЭС и выполняемых работ;
- эксплуатация АЭС в соответствии с требованиями нормативных документов, технологических регламентов и инструкций по

эксплуатации;

- поддержание в исправном состоянии систем (элементов), важных для безопасности, путем своевременного выявления дефектов, принятия профилактических мер, замены выработавшего ресурс оборудования и организации эффективно действующей системы документирования результатов работ и контроля;
- подбор персонала АЭС и обеспечение необходимого уровня его квалификации для действий в условиях нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварийные ситуации и аварии;
- формирование культуры безопасности.

**Уровень 2.** Предотвращение проектных аварий системами нормальной эксплуатации:

- своевременное выявление отклонений от нормальной работы и их устранение;
- управление при нарушениях нормальной эксплуатации.

**Уровень 3.** Предотвращение аварий системами безопасности:

- предотвращение развития отказов оборудования и ошибок персонала в проектные аварии, а проектных аварий – в запроектные с применением систем безопасности;
- ослабление последствий аварий, которые не удалось предотвратить, путем удержания выделяющихся радиоактивных веществ локализующими системами безопасности.

**Уровень 4.** Управление запроектными авариями:

- предотвращение развития запроектных аварий и ослабление их последствий;
- защита герметичного ограждения от разрушения при запроектных авариях и поддержание его работоспособности;
- возвращение АЭС в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления, обеспечивается постоянное охлаждение ядерного топлива и удержание радиоактивных веществ в установленных границах.

**Уровень 5.** Планирование мероприятий по защите персонала и населения:

- установление санитарной зоны и зоны наблюдения вокруг АЭС;
- подготовка и осуществление при необходимости планов мероприятий по защите персонала и населения.

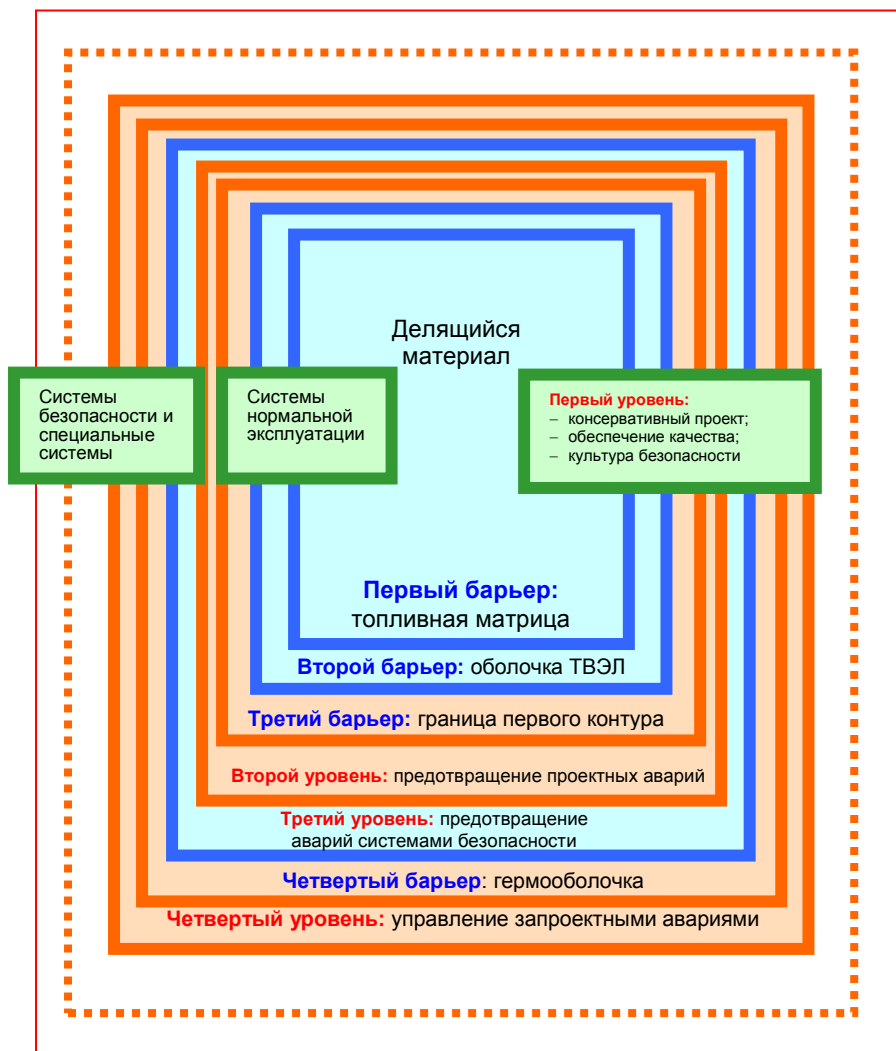


Рис.3.7. Схема глубоко эшелонированной защиты

### 3.11.3. Взаимодействие между физическими барьерами и уровнями защиты в концепции глубокоэшелонированной защиты

Тяжелые аварии в прошлом были результатом множественных отказов оборудования и ошибок человека из-за недостатков нескольких уровней эшелонированной защиты. Все компоненты глубоко эшелонированной защиты при нормальной эксплуатации АЭС всегда должны быть работоспособны. При отсутствии одного из компонентов эшелонированной защиты наличие других компонентов не является основанием для

продолжения эксплуатации. Нет абсолютной защиты, но каждая линия защиты уменьшает риск. Событие (авария) возникает при отказе всех защит.

Особое внимание уделяется опасностям, которые могут потенциально нарушить несколько уровней защиты, таких как пожар, затопления, землетрясения. Эксплуатация, не требующая или требующая в малой степени функционирования систем безопасности, является наиболее важным показателем эффективности глубокоэшелонированной защиты.

Концепция глубоко эшелонированной защиты осуществляется на всех этапах жизненного цикла АЭС. Приоритетной при этом является стратегия предотвращения исходных событий, особенно для уровней 1 и 2.

Таким образом, *формирование культуры безопасности является элементом наиболее приоритетного уровня глубокоэшелонированной защиты, являющейся основой современной концепции безопасности АЭС.*

Важнейшие цели и направления безопасности в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ излагаются в заявлении эксплуатирующей организации о политике в области безопасности. Приведенный ниже текст «заявления» соответствует основным современным международным принципам безопасности о полной ответственности ЭО, о безопасности как высшем приоритете деятельности, о культуре безопасности как основополагающем принципе обеспечения нормальной работы. Документы «Заявление» и отчет о безопасности соответствуют современным «рыночным» методам регулирования безопасности.

#### ***3.11.4. Коллективная доза облучения – один из показателей безопасности***

Коллективной дозой облучения называется просуммированная по всем работникам АЭС поглощенная доза излучения на протяжении определенного периода эксплуатации. Коллективная доза облучения является важным интегральным показателем безопасности и характеризует как надежность защитных барьеров, так и подготовку персонала, его квалификацию и опыт проведения радиационно-опасных работ. Единицей измерения коллективной дозы облучения является Человеко-Зиверт, деление коллективной дозы облучения на общее число персонала дает среднюю дозу облучения одного человека. Коллективная доза облучения относится к индикаторам культуры безопасности.

На рис. 3.8 представлена коллективная доза облучения персонала на АЭС Украины.

Как видим, практически не существует зависимости уровней коллективной дозы облучения персонала от количества выработанной электроэнергии по ГП НАЭК «Энергоатом» в 1998-2003 гг. При увеличении выработанной энергии коллективная доза облучения уменьшается, что является положительным свидетельством повышения культуры производства и культуры безопасности.

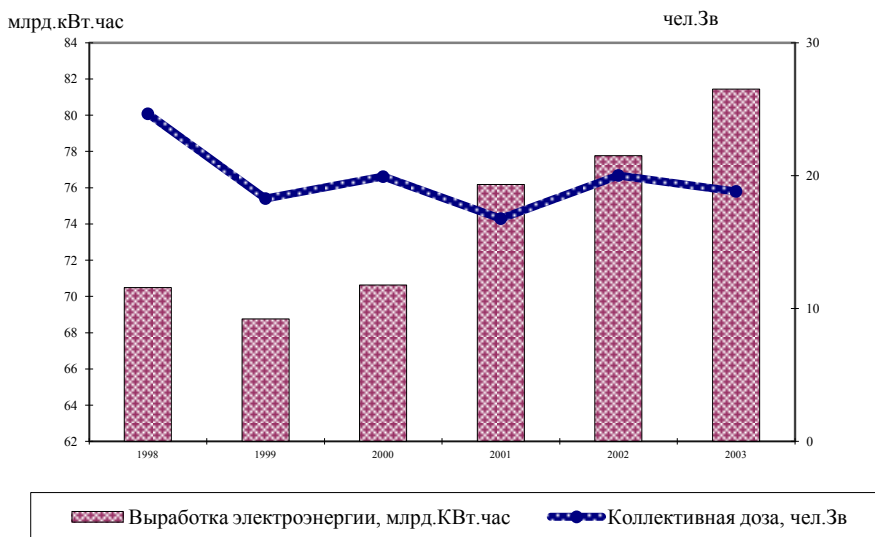


Рис. 3.8. Коллективная доза облучения

Суммарная коллективная доза облучения персонала АЭС Компании в 2003 г., составила 18,8 чел.Зв, что значительно меньше по сравнению с предыдущими годами. В 2003 году подавляющее количество персонала АЭС Компании (82 %) получило дозу облучения менее 2 мЗв. В интервале индивидуальной дозы 15-20 мЗв зарегистрировано только 105 человек, что не превышает 1% от общей численности персонала АЭС Компании. Распределение персонала (вместе с прикомандированными лицами) по интервалам средних индивидуальных доз облучения, представлено на рис. 3.9. За 2002-2008 годы по Компании не зафиксировано ни одного случая превышения основного предела индивидуальной дозы облучения персонала – 20 мЗв/год. При этом средние индивидуальные дозы облучения персонала АЭС Компании находятся в интервале 0,7 мЗв/год (ХАЭС) – 1,67 мЗв/год (ЮУАЭС), что не превышает 9 % от установленного лимита индивидуальной дозы.

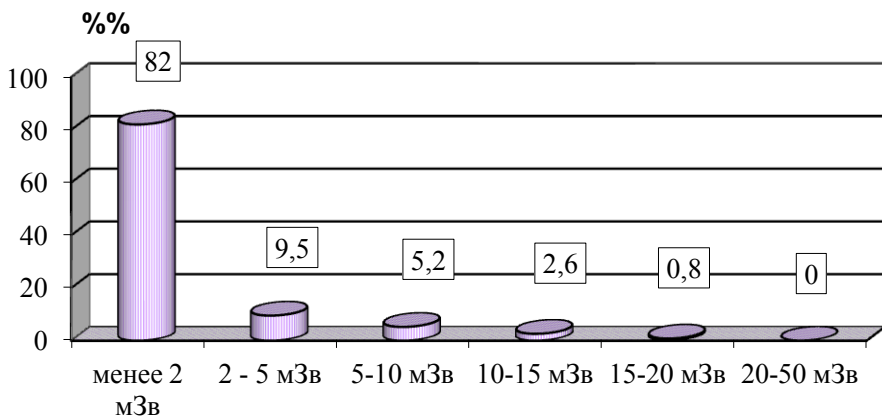


Рис. 3.9. Распределение персонала по дозам облучения

### ***3.11.5. Заявление ГП НАЭК «Энергоатом» о политике в области безопасности***

Национальная атомная энергогенерирующая компания «Энергоатом» - эксплуатирующая организация АЭС Украины, в полной мере осознавая важность и значимость осуществляемой деятельности, ставя превыше всего безопасность человека и сохранение окружающей среды, заявляет:

ГП НАЭК «Энергоатом» принимает на себя всю полноту ответственности за безопасность атомных станций на всех этапах жизненного цикла и устанавливает безусловный приоритет обеспечения безопасности над другими задачами.

Действия эксплуатирующей организации направлены на поддержание достигнутого уровня безопасности и на постоянное, разумно достижимое его повышение.

ГП НАЭК «Энергоатом» уделяет особое внимание организации контроля и применению эффективных защитных мер от радиационного воздействия атомных станций на персонал, население и окружающую среду.

ГП НАЭК «Энергоатом» гарантирует, что для обеспечения безопасности атомных станций эксплуатирующая организация имеет квалифицированные кадры в достаточном количестве с соответствующим уровнем образования и подготовки.

Деятельность компании направлена на создание атмосферы приверженности персонала целям безопасности, его личной ответственности и формирования у него основных принципов культуры безопасности:

- осознания каждым руководителем и исполнителем важности для безопасности выполняемой работы;
- установления четких границ ответственности и взаимоотношений;



- выполнения работы только в соответствии с установленными требованиями;
- систематической оценки деятельности, связанной с безопасностью;
- подготовки и обучения персонала, с акцентом на приоритет безопасности и осознание последствий ошибочных действий для безопасности.

ГП НАЭК «Энергоатом» гарантирует, что любые инициативы работников эксплуатирующей организации по обеспечению безопасности в рамках заявленной политики будут поддержаны и надлежащим образом оценены.

ГП НАЭК «Энергоатом» призывает все организации и лиц, занимающихся деятельностью, непосредственно связанной с использованием ядерной энергии, руководствоваться вышеизложенными принципами.

### ***3.11.6. Концепция повышения безопасности действующих энергоблоков атомных электростанций***

Концепция повышения безопасности действующих энергоблоков атомных электростанций (далее – Концепция) [24] является основополагающим документом для продолжения реализации мероприятий, предусмотренных «Комплексной программой модернизации и повышения безопасности энергоблоков атомных электростанций». Выполнение мероприятий по реализации Концепции было рассчитано до 2010 года, в том числе работ по пилотным проектам – до конца 2008 года.

В продолжение планирования после 2010 года ГП НАЭК "Энергоатом" в 2010 году разработал "Комплексную (сведенную) программу повышения безопасности энергоблоков АЭС Украины", в которой необходимые мероприятия отсортированные по их приоритетности [5].

Основные направления повышения безопасности энергоблоков АЭС и особенности их реализации разработаны специалистами ядерной отрасли Украины в соответствии с особенностями АЭС на основании предыдущего опыта эксплуатации, в том числе проведенных анализов безопасности. Основные направления повышения безопасности энергоблоков:

- управление течью теплоносителя из первого контура во второй эквивалентным диаметром до 100 мм;
- ограничение зависимых отказов оборудования и отказов по общей причине, вызванных внутренними событиями;
- повышение надежности выполнения функций теплоотвода от реакторной установки через второй контур;
- повышение надежности защиты первого контура от высокого давления в холодном состоянии и от термического удара;
- повышение надежности выполнения функций теплоотвода и управление давлением первого контура;

- повышение надежности удержания радиоактивных материалов в герметичном объеме;
- повышение надежности аварийного электроснабжения;
- усовершенствование управления аварийными процессами;
- углубление анализа и обоснование безопасности АЭС;
- исследование процессов старения оборудования и управление процессами старения оборудования.

Внедрение мероприятий по реализации Концепции позволит:

- повысить показатели безопасности действующих энергоблоков АЭС по приоритетным направлениям, определенными по результатам отчетов и анализа безопасности реакторных установок;
- устранить отклонение от требований нормативно-правовых актов, которые приобрели силу после введения в эксплуатацию энергоблоков АЭС, или уменьшить влияние этих отклонений на безопасность путем внедрения компенсирующих мероприятий;
- внедрить рекомендации МАГАТЭ относительно повышения безопасности энергоблоков АЭС с реакторными установками типа ВВЭР;
- обеспечить эффективность физических барьеров безопасности энергоблоков АЭС и средств их защиты;
- усовершенствовать технические и организационные мероприятия, направленные на предотвращение отказов оборудования, перерастанию этих отказов в аварийную ситуацию или аварию;
- минимизировать последствия аварии и обеспечить возможность управления аварией;
- продолжить безопасную эксплуатацию имеющихся энергоблоков за пределами проектного срока эксплуатации.

### **3.12. Стратегия развития ядерной энергетики Украины**

Этот раздел подготовлен на основании отраслевых документов [139], приводится с целью ознакомления с официальными планами. Стратегией планируется сохранение на протяжении 2006 - 2030 гг. части производства электроэнергии АЭС на уровне, достигнутом в 2005 году (т.е., около половины от суммарного годового производства электроэнергии в Украине). Такое решение обосновывается, в первую очередь наличием собственных сырьевых ресурсов урана, а также - стабильной работой АЭС, потенциальными возможностями страны относительно создания энергетических мощностей на АЭС, имеющимися техническими, финансовыми и экологическими проблемами тепловой энергетики.

Планируется повышение уровня годового производства электроэнергии в Украине в период 2005-2030 гг., соответственно рис. 3.10 (млрд. кВт·ч)

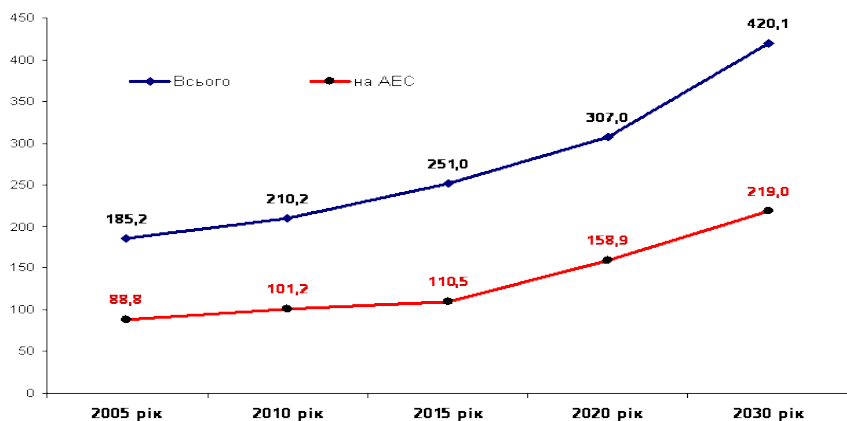


Рис. 3.10. План ввода новых мощностей АЭС

Таким образом, для производства в 2030 г. на АЭС 219,0 млрд. кВт электроэнергии нужно иметь 29,5 ГВт установленной мощности при КИУМ на уровне 85%. Строительство новых мощностей АЭС в период до 2030 года определяется количеством ныне действующих энергоблоков, которые могут находиться в этот период в эксплуатации с учетом продления срока их эксплуатации на 15 лет. До 2030 года в эксплуатации будут находиться 9 ныне действующих энергоблоков АЭС: 7 энергоблоков с продолженным свыше проектного сроком эксплуатации - № № 3, 4, 5, 6 ЗАЭС, № 3 РАЭС, № 1 ХАЭС, № 3 ЮУАЭС и 2 энергоблока, которые введены в эксплуатацию в 2004 году - № 2 ХАЭС и № 4 РАЭС. Таким образом, для обеспечения целей Стратегии относительно объема производства электроэнергии необходимо ввести до 2030 года в эксплуатацию 20-21 ГВт замещающих и дополнительных мощностей на АЭС.

Опыт мировой ядерной энергетики и эксплуатации реакторных установок водо-водяного типа в Украине позволяет сделать выбор для нового строительства в пользу энергоблоков с реакторными установками с водой под давлением, т.е., типа PWR / ВВЭР. Предполагаемый уровень единичной мощности новых энергоблоков АЭС должен быть от 1000 до 1500 МВт. Принципиальное решение относительно выбора мощности и типов новых энергоблоков будет приниматься на основании:

- дополнительной оценки условий энергосистемы Украины;
- сравнение технико-экономических показателей;
- оценки состояния разработки и освоения в эксплуатации энергоблоков в других странах.

При выборе типа энергоблока для конкретной площадки целесообразно предусматривать однотипные энергоблоки. Следует руководствоваться принципом однотипности в рамках временного периода 3-5 лет.

До конца 2016 года планируется ввести в эксплуатацию энергоблоки № 3

и № 4 Хмельницкой АЭС, с учетом наличия развитой инфраструктуры площадки Хмельницкой АЭС и большого объема выполненных строительных работ по основным сооружениям.

При формировании графика строительства и введения генерирующих мощностей учитывался цикл сооружения энергоблока (ориентировочно 12 лет), который охватывает выполнение всех этапов, начиная от разработки ТЭО (проектирование, строительство, введение в эксплуатацию), а также выполнение соответствующих разрешительных процедур на каждом из этапов. При этом для энергоблоков, которые будут введены в эксплуатацию до 2021 г., продолжительность этого цикла предполагается сокращенной на 2-3 года.

План строительства и введения в эксплуатацию энергоблоков с использованием близлежащих площадок АЭС (энергоблоки 1000 МВт и 1500 МВт) представлен на рис. 3.11.

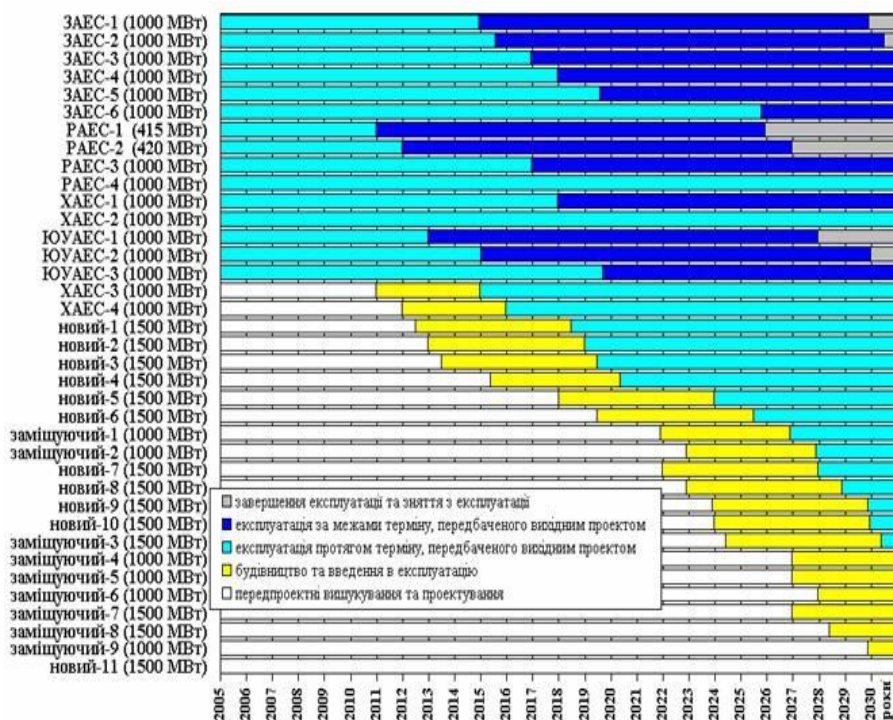


Рис.3.11. План ввода новых АЭС на Украине

Для практического воплощения Стратегии необходимо повысить эффективность использования ядерного топлива путем завершения перехода на 4-летний и следующего перехода на 5-летний топливный цикл, сократить продолжительность планово-предупредительных ремонтов путем оптимизации периодичности их проведения и повышение качества работ.

Важно выполнить мероприятия по модернизации и реконструкции основного оборудования и систем АЭС, выполнить в полном объеме мероприятия по продлению срока эксплуатации, прежде всего, элементов, замена которых практически невозможна или крайне затратная. Необходимо обеспечить эффективное снятие с эксплуатации энергоблоков АЭС на этапе завершения их жизненного цикла и своевременное сооружение новых мощностей на дополнение и замену тех, что выводятся из эксплуатации.

Исходя из этого в период 2006 - 2010 гг. необходимо:

- обеспечить, начиная с 2006 года, работы по обоснованию и выбору 3-4 новых площадок для строительства АЭС;
- завершить разработку ТЭО на сооружение на новых площадках в 2013-2021 годах энергоблоков общей мощностью 6 ГВт;
- обосновать и принять решение относительно продления сроков эксплуатации энергоблока № 1 Ровенской АЭС свыше проектного срока.

В период 2011-2030 гг. необходимо:

- ввести в эксплуатацию до конца 2016 года 2 ГВт новых мощностей на площадке Хмельницкой АЭС - энергоблоки № 3 и № 4;
- ввести в эксплуатацию в 2019-2021 гг. на новых площадках 6 ГВт мощностей АЭС;
- продолжить сроки эксплуатации энергоблоков № 1- № 3 ЮуАЭС, № 1-№ 6 ЗАЭС, № 2 и № 3 РАЭС и № 1 ХАЭС;
- ввести в эксплуатацию в период 2024-2030 гг. замещающие и дополнительные энергоблоки общей мощностью 12,5 ГВт;
- начать выполнение работ по снятию из эксплуатации 6 энергоблоков АЭС после завершения их (продолженного) срока эксплуатации.

Кроме этого, в период 2027-2030 гг. необходимо начать строительство 6,5 ГВт новых мощностей АЭС для введения их в эксплуатацию после 2030 года.

### **3.13. Мониторинг безопасности энергоблоков АЭС в эксплуатирующей организации**

Мониторинг (контроль) безопасности энергоблоков АЭС в эксплуатирующей организации производится на протяжении всего жизненного цикла АЭС. Общая схема контроля безопасности приведена на рис. 3.12.

В процессе контроля безопасности можно выделить три этапа:

- Обоснование безопасности (разработка технического обоснования безопасности - ТОБ);
- Оценка безопасности (периодическая);
- Контроль за безопасностью (постоянно).

Разработка технического обоснования безопасности (ТОБ) производится при проектировании энергоблока и при его модификациях. В ТОБ проводится описание и анализ работоспособности и надежности всех систем АЭС и блока в целом.

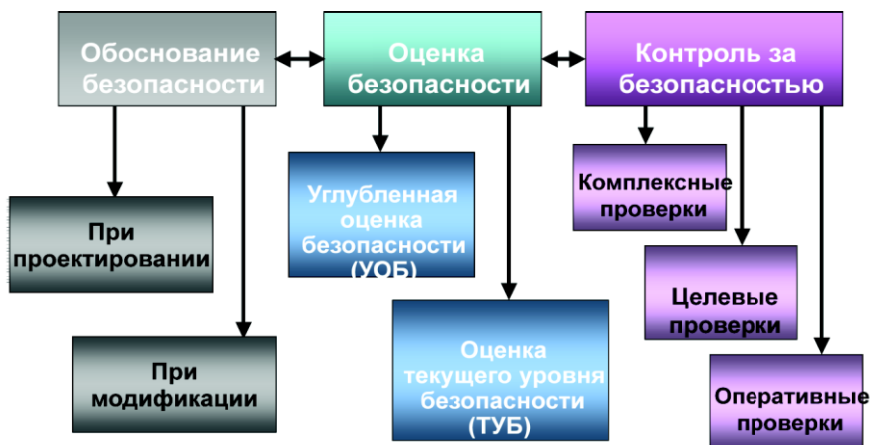


Рис.3.12. Общая схема контроля безопасности

Текущий уровень безопасности (ТУБ) энергоблока производится в соответствии с отраслевым стандартом ежегодно (ежеквартально). Цели оценки текущего состояния безопасности энергоблока атомной станции:

- проверка состояния систем безопасности и других систем и оборудования, важных для безопасности АЭС;
- анализ состояния физических барьеров безопасности и систем локализации аварий;
- оценка радиационной обстановки на АС и в окружающей природной среде;
- проверка состояния ядерной, радиационной, технической и пожарной безопасности на АС;
- рассмотрение и оценка имевших место нарушений в работе и ошибок персонала;
- определение мер, направленных на повышение надежности и безопасности эксплуатации АС.

Выполнение оценок безопасности АС производится каждый год, с оформлением (выпуском) отчета по текущему состоянию безопасности по каждому энергоблоку АС;

Проверки состояния ядерной, радиационной, пожарной и технической безопасности проводятся внутристанционными комиссиями. Раз в два года проводятся проверки состояния ядерной, радиационной, пожарной и технической безопасности комиссиями ГП НАЭК «Энергоатом». Разработка отчетов по углубленной оценке безопасности и отчетов вероятностного анализа безопасности (ВАБ-1) [13] выполнена для всех энергоблоков ВВЭР первого поколения. **Вероятностный анализ безопасности** - системный анализ безопасности АЭС, который позволяет выявить основные источники

аварий, разработать необходимые средства и мероприятия для достижения приемлемого уровня безопасности на проектной стадии и поддержание достигнутого уровня при эксплуатации АЭС. Основным достоинством ВАБ является возможность углубленного качественного и количественного исследования проекта АЭС с точки зрения его внутренних свойств и воздействий со стороны окружающей среды, включая выявление факторов, вносящих наибольший вклад в риск, а также сравнения различных возможностей уменьшения риска. ВАБ дает возможность построить согласованную интегральную модель поведения станции с точки зрения безопасности. Соответственно ВАБ позволяет иметь согласованную и широкую основу для принятия решений в области безопасности. На общей основе, а именно путем количественного сравнения оценок риска, можно проводить сопоставления вариантов предлагаемых изменений или альтернативных решений в совершенно разных проектах и технических областях атомной энергетики. Более того, ВАБ представляет собой концептуальный и математический инструмент для проведения численных оценок риска в целом, связанного с атомными станциями и ядерными установками. Углубленный анализ безопасности и ВАБ-1 проводятся для каждого блока АЭС раз в 10 лет.

#### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Приведите принципы качественной оценки риска.
2. Назовите современную концепцию безопасности АЭС.
3. Приведите алгоритм расчета риска от АЭС.
4. Назовите составные системы физических барьеров.
5. Назовите уровни глубокоэшелонированной защиты. Какие из них являются наиболее приоритетными?
6. Сформулируйте концепции безопасности, принципы проектирования АЭС.
7. Объясните понятие "Коллективная доза облучения - один из показателей безопасности".
8. Расскажите о взаимодействии между физическими барьерами и уровнями защиты в концепции глубокоэшелонированной защиты.
9. Расскажите о концепции повышения безопасности действующих энергоблоков атомных электростанций.
10. Расскажите о стратегии развития ядерной энергетики Украины.
11. Пересчитайте, какие государственные документы определяют благосклонность безопасности на политическом уровне.
12. Какие международные документы рассматривают концепцию культуры безопасности?

## ГЛАВА 4. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ СОЦИОНИКИ И СОЦИОМЕТРИИ

Поскольку понятие «культура» до последнего времени относилось к социальным, для адекватного понимания и последующего изучения в целях улучшения состояния сложных технических систем (культура безопасности) необходимо рассмотреть основные понятия соционики и социометрии. С этой целью приведем сведения из прекрасной работы психологов из Омского университета [25].

В технике невозможно обойтись без измерений. Хотя понятие культура безопасности возникло как отражение некоторой социальной атмосферы, условий (климата), обстановки – качественных обстоятельств технологических процессов эксплуатации АЭС, сейчас, как неизбежное условие развития, возникла потребность измерения (оценки) уровня культуры безопасности. Задача новая для ядерной отрасли известна в области социологии.

В трактовке многих авторов существует понятие социального поля. На наш взгляд теория социального поля более полно отражает понятие культуры безопасности, к тому же вводя такую терминологию, предоставляется возможность введения количественных характеристик социальных явлений (состояний) по аналогии с физическими полями. Приведем его описание в соответствии с принципами социологии.

### 4.1. Понятие социального поля

Теорию поля применительно к социальным наукам развивал психолог Курт Левин [26]. Он писал: "Основной инструмент для анализа групповой жизни - представление группы и ее ситуации как "социального поля". Это означает, что социальное событие рассматривается как происходящее в (и являющееся результатом совокупности) сосуществующих социальных объектов, таких, как группы, подгруппы, члены, барьеры, каналы коммуникаций и т.п. Одна из фундаментальных характеристик этого поля - относительная позиция объектов, которые являются частями поля. Эта относительная позиция представляет структуру группы и ее экологическую обстановку. Она также отражает основные возможности передвижения внутри поля".

Для более краткой характеристики понятия поля Левин использовал следующее определение поля, принадлежащее Эйнштейну.

*Совокупность сосуществующих фактов, которые понимаются как взаимозависимые, называется полем.*

Если сравнить данное определение *поля* с определением *системы*, принадлежащее фон Берталанфи, то нетрудно увидеть их схожесть. Действительно, поле может возникать в системе, и обратно система может порождать поле. Но вместе с этим понятие поля отлично от понятия системы. Для того, чтобы убедиться в этом прокомментируем абстрактное определение поля, данное Эйнштейном, перефразируя другое его утверждение; все эти факты, взятые вместе, создают в окружающем *жизненном пространстве* группы определенное состояние, которое, в свою очередь, производит характерное воздействие на определенные объекты,



появляющееся в данном жизненном пространстве. Это состояние пространства и есть *социальное поле*.

Каковы упомянутые объекты, на которые воздействует социальное поле? Это зависит от типа соответствующей социальной системы, для описания свойств которой и привлекается теория поля или полевые модели. К примеру, этническое поле обнаруживается по поведению определенного типа индивидов, называемых в теории этнических систем Гумилёва пассионариями [29]. В случае гендерной системы, описывающей процесс образование семьи, поле, названное "запахом денег", сказывается на поведении женщин. Другими словами, женщины являются теми «пробными зарядами», которые обнаруживают данное поле.

Поле в социологии (и психологии) - это то, что обеспечивает взаимосвязь различных частей *жизненного пространства* изучаемой группы (соотв.: индивида). Жизненное пространство определяется так, чтобы в любой данный момент оно включало все факты, которые характерны существованию, и исключало те, которые не характерны для данной группы индивидов. При этом, к существованию относится все, что характеризует процесс взаимодействия.

Аналитическим средством исследования социальных проблем в рамках теории поля является понятие фазового пространства. Фазовое пространство предназначено для числовой характеристики поля. Фазовое пространство – это система координат, каждая из которых соответствует разным характеристикам поля. Размерность фазового пространства определяется количеством исследуемых характеристик групп индивидов (или отдельных индивидов). Очевидно, что упомянутое выше жизненное пространство, превращается при формализации в фазовое пространство.

При этом поле представляется с помощью графиков или уравнений, количественной зависимости между разными характеристиками поля [26]. Математически поле задается функцией потенциала  $F(x_i)$ , которая зависит от координат фазового пространства ( $x_i$ ) и определяется как внутренними так и внешними факторами. В случае социально-технической системы координатами фазового пространства ( $x_i$ ) могут быть: характеристики состояния выделенной группы (или отдельного индивида); характеристики взаимодействия между отдельными группами (или отдельными индивидами, или взаимодействие группа-индивид); возможность выделенной группы или отдельного индивида выполнять поставленную задачу (например, 0 – невозможно, 1 – возможно); внешние влияния; состояние оборудования (например, вероятность отказа); риск возникновения аварии; показатели работы энергоблока; время.

В каждый конкретный момент времени исследуемая система (выделенные группы или отдельные индивиды) находится в точке фазового пространства, что определяется указанными координатами фазового пространства. А именно потенциал поля определяет движение системы в фазовом пространстве – то есть направление движения и координаты фазового пространства, где исследуемая система окажется в следующий момент времени. Такая формализация дает возможность выделить потенциально

безопасные и потенциально опасные зоны в фазовом пространстве и сделать прогнозы о дальнейшем поведении исследуемой системы. Наличие достоверных прогнозов поведения такой социально-технической системы является залогом предупреждения аварий и обеспечения высокого уровня культуры безопасности.

## **4.2. Социальная система «Персонал АЭС»**

Рассмотрим социальную систему «Персонал АЭС». Отметим, что для АЭС Украины такая группа может составлять, в среднем, 5-10 тысяч человек, от рабочего до оператора БЩУ, руководства АЭС. В системе легко определяются подсистемы: оперативный персонал, ремонтный и обслуживающий персонал, прикомандированный персонал, управленцы. В свою очередь каждая подсистема делится по цехам, участкам, сменам в соответствии со структурой АЭС, рис. 4.1.

Каждая из представленных на рис. 4.1 подсистем состоит из десятков – сотен элементов (индивидов), составляющих некоторую группу (коллектив), объединенных общими целями и задачами, которые в свою очередь выполняют определенную (регламентированную) задачу – жизненное пространство, имеют свою иерархию. Естественно, каждый индивид имеет свои конкретные обязанности, но все являются взаимозависимыми. Следовательно, в соответствии с приведенными определениями соционики, можно представить культуру безопасности как социальное поле (безопасности) представленной группы индивидов. Действительно, каждый индивид имеет свою относительно других позицию, в пределах каждой подсистемы и системы в целом возможно передвижение, каждый индивид в принципе заинтересован в безопасности (в идеальном пределе) системы. Еще одной особенностью системы является принадлежность некоторых элементов (индивидов) к нескольким подсистемам. Это, прежде всего, относится к оперативному персоналу, имеющему двойное подчинение (управление). Оператор структурно относится (принадлежит) к какому-то цеху (например, реакторному), но работая в одной из смен, он выполняет распоряжения начальника смены блока (цеха). Смена – коллектив, в котором оператор работает относительно постоянно – фактически все время, но подготовкой оператора занимаются службы цеха. Оператор может работать и в другой смене (временно), но коллектив новой смены воспринимает его с настороженностью, его работа (поначалу) контролируется другими работниками смены.

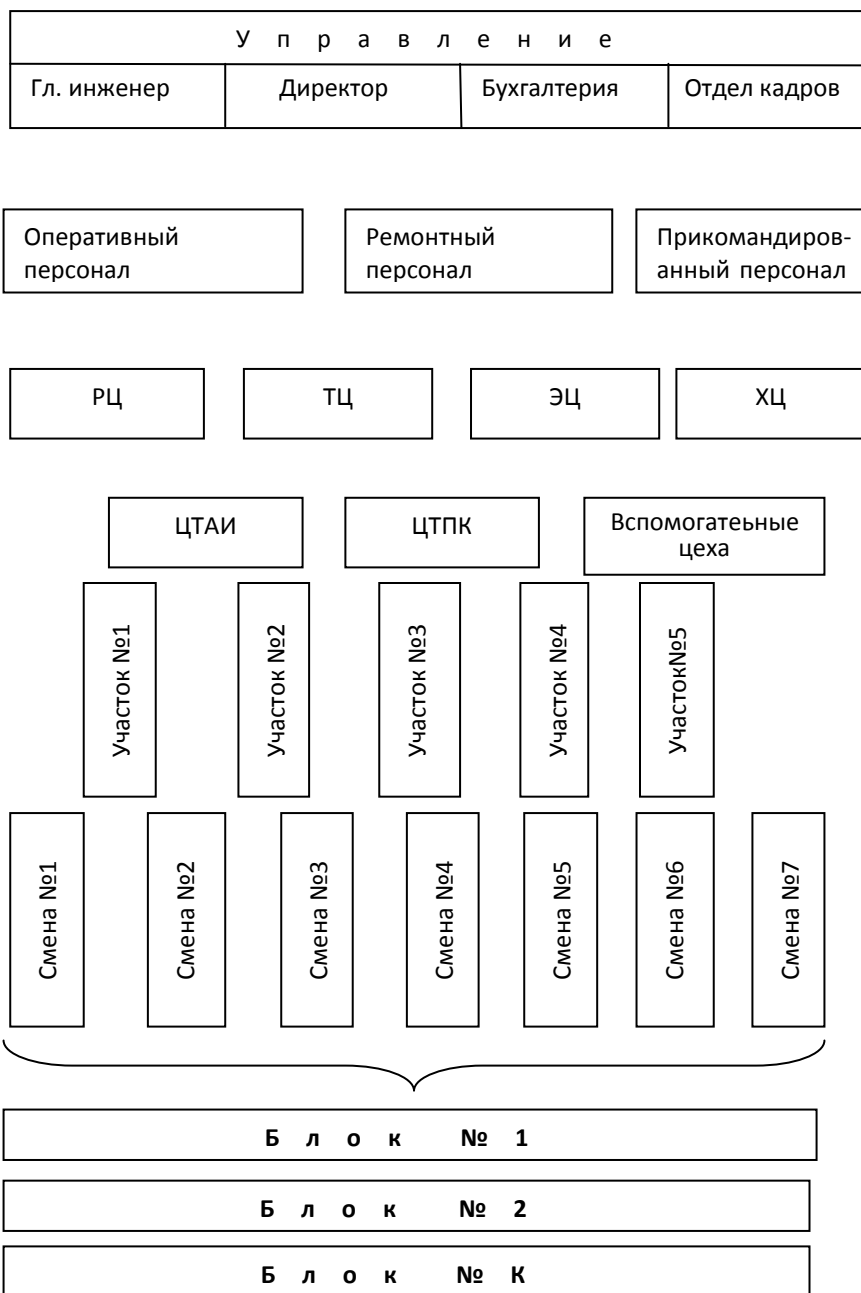


Рис.4.1. Структура персонала АЭС

Краткое **описание поля** культуры безопасности проведем по аналогии с физическими полями. В многотысячном коллективе равномерное поле культуры безопасности может быть в двух крайних случаях: одинаково плохим, или одинаково хорошим, т.е. в принципе оно не равномерное, на каждом участке (коллективе) оно разное по силе, зависит от всех составляющих (размерности) поля. Приведем пример зависимости поля от уровня компетенции. Предположим, что в коллектив (смену, участок) с высоким уровнем компетенции принят новый работник. Отношение к нему на первых порах будет зависеть исключительно от уровня его компетенции в вопросах, которые возложены на участок. В случае высоких компетенций новичка, он легко входит в коллектив, независимо от индивидуальных черт характера, которые воспринимаются как его приложение: с уважением, юмором, сочувствием – не имеет большого значения. И наоборот, если человек исключительно хорошего характера не имеет достаточных компетенций в профессии и не способен приобрести их в силу недостатка знаний, или что еще хуже, способностей – такой человек будет отвергнут коллективом, несмотря на ряд положительных достоинств. Компетентность – главный параметр, характеризующий члена коллектива опасного (и не только!) предприятия.

**Потенциал поля** и есть та характеристика культуры безопасности которую необходимо описать. Потенциал поля культуры безопасности в любой точке пространства отображает степень приверженности культуре безопасности, которая в свою очередь отображена параметрами и индикаторами культуры безопасности. В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ можно выделить порядка 10 параметров (направлений, размерностей) и в каждом направлении до 10 индикаторов.

**Эквипотенциальные поверхности** - такие участки социального поля (коллектива) где отношение к безопасности одинаковое. Не вдаваясь в подробности теории поля, отметим, что такие участки можно легко выделить как на уровне первичного коллектива (смена, участок, цех) так и на уровне отдельного его члена.

**Пробный заряд** – объект или событие, которое позволяет обнаружить истинное значение поля культуры безопасности. В связи с многомерностью поля пробными зарядами могут служить различные факты и события. Наиболее комплексным (универсальным) является инцидент, событие, или происшествие, связанное с безопасностью на блоке. В случае высокой культуры безопасности, любое событие должно быть переведено персоналом в регламентную ситуацию без ущерба безопасности. В противном крайнем случае инцидент может перейти в аварию. Можно сказать, что сильное поле культуры безопасности, соответствующее высокому уровню культуры безопасности, выталкивает отрицательный пробный заряд, не допускается деформация его силового поля, рис. 4.2. При этом, так как и в физических полях (например, электрическом), степень искривления силовых линий зависит как от потенциала поля, так и от величины пробного заряда. На

основе этой зависимости построены проверки компетенций персонала на учебных занятиях и комплексных тренировках.

На рис.4.2 пробный заряд (инцидент) практически не изменил поля, что может быть иллюстрацией сильного поля культуры безопасности.

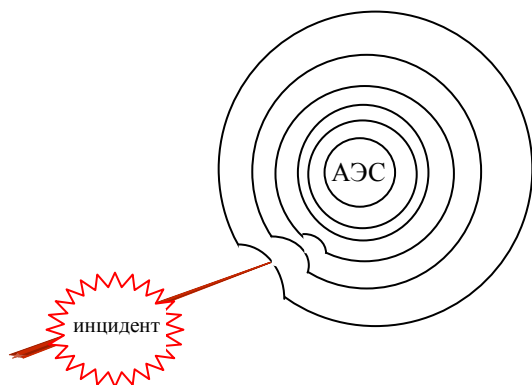


Рис. 4.2. Поле культуры безопасности и пробный заряд.

**Фазовое пространство** – многомерное пространство, характеризующее основную переменную (культура безопасности) по различным направлениям (переменным) – осям координат. Это понятие описано в специальных курсах классической математики (аналитическая геометрия) и современной теории вероятностей и математической статистики – многофакторный дискретный анализ.

Теория социального поля, при условии выделения параметров фазового пространства и переменных, характеризующих культуру безопасности позволяет создать функцию характеризующую поле в зависимости от координат точки в данном фазовом пространстве. Однако, для решения этой задачи необходимы дополнительные исследования данных эксплуатации с целью выявления существующих зависимостей.

### 4.3. Операционализация понятий в соционике

Операционализация понятий специфическая научная процедура установления связи концептуального аппарата исследования с его методологическим инструментарием. Иными словами, операционализация - это процесс связывания теоретического понятия с эмпирическими наблюдениями, где последние выступают индикаторами каких-то свойств, относящихся к данному понятию.

Операционализация включает следующие стадии:

1. Перевод исходного понятия в показатели.

Показатель в широком смысле слова, передатчик социальной информации. В узком смысле показатели - такие характеристики изучаемого или управляемого явления, которые опосредствуют связь между

ненаблюдаемыми и наблюдаемыми характеристиками объекта, а, в конечном счете - между объектом и субъектом познания или управления.

## 2. Перевод показателей в переменные.

Переменной называется понятие, которое может принимать различные значения. Возраст является переменной. У нее целый ряд значений: 6 месяцев, 18 лет, 47 лет и т.д. Большинство социологических исследований стремится выявить и *измерить* вариации, характерные для одного специфического явления, а затем объяснить *эти* вариации воздействием другого явления. Первое явление называют *зависимой переменной*. Второе, объясняющее или служащее причиной первого, называют *независимой переменной*.

В ходе первой и второй стадии, прежде всего, выявляются ключевые понятия и уточняется их содержание.

Теоретические переменные, в отличие от платоновских идей, не существуют "сами по себе", ожидая, когда мы наткнемся на них. Они не имеют какого-то абсолютного, раз и навсегда определенного значения. Их значение определяется контекстом употребления, концептуальной схемой, которую мы используем. Например, если мы используем «религиозность» как понятие, характеризующие роль некоей конфессии в политическом укладе национального государства, наибольший интерес для нашего исследования могут представлять агрегированные (т.е. относящиеся к надындивидуальному уровню) переменные, показывающие роль церкви в поддержании нормативной системы общества, в принятии политических решений [27].

Описанная процедура называется *концептуализацией* (или *эмпирической интерпретацией*)

Концептуализация понятия - последовательная конкретизация содержания понятия, дающая возможность выйти на такие проявления изучаемых явлений, непосредственно недоступных восприятию, но которые поддаются фиксации и измерению. Главная задача уточнить понятие, сведя его к эмпирическим признакам (показателям).

## 4.4. Модели индикаторов

Социальная реальность и социологические понятия многомерны, поэтому найти точные индикаторы сложно. Они должны отражать эту многомерность, тем более что любая операционализация приводит к некоторому упрощению и потере смысла. Приведем некоторые примеры из области социальных наук.

Операционализация понятия "экономическое сознание" осуществляется посредством следующей таблицы 4.1, поясняющей связь показателей и индикаторов.

Таблица 4.1. Связь показателей и индикаторов.

Показатели	Переменные	Индикаторы
<i>Отношение к труду</i>	Развитие субъективных побудителей и практических усилий, направленных на самореализацию в труде.	Мотивы, установки, стереотипы, удовлетворенность, инициативность, качество работы, дисциплинированность, заработок.
<i>Отношение к собственности</i>	Субъективное восприятие Реальное совпадение	Мое, наше, чужое
<i>Отношение к. производству</i>	Субъективное восприятие как источник благ, потребления. Фактическое трудовое поведение	Понимание, оценки, установки, события
<i>Отношение между работниками</i>	Состояние групповой солидарности, психологического микроклимата, состязательность	Общение, сопереживание, симпатии, общие ценностные ориентации, интересы, типы поведения

Попробуем по аналогии провести операционализацию понятия «Культура безопасности». В принципе, и в докладе МАГАТЭ, и в пособии ГП НАЭК «Энергоатом» выделены и показатели, и индикаторы как на уровне «правительство и его организации», «эксплуатирующая организация, в том числе уровень атомной станции» так и «поддерживающие организации». Уровень атомной станции частично приведен в табл.4.2, в полном объеме, см. гл.2, гл.8, гл.11.

Таблица 4.2. Операционализация понятий культуры безопасности.

Показатели	Переменные	Индикаторы
<i>Уровень компетенций</i>	Состояние проведения профотбора, проведение подготовки и переподготовки персонала	Существование четких требований к уровню подготовки и опыта работы на все должности, наличие программ подготовки на должности, учебно-методических материалов, административной поддержки и необходимых ресурсов.
<i>Рабочая атмосфера</i>	Состояние разделения, понимания и выполнения функций и обязанностей всех служб организации, эксплуатационного персонала, вспомогательных подразделений	Внедрение системы обеспечения качества, ее сертификация, положений о производственных подразделениях, должностных инструкций для всего персонала, внедрение системы аудита качества и безопасности.
<i>Позиция отдельных лиц</i>	Соответствие формальных обязанностей их реальному статусу, совпадение (соответствие) уровня компетенций функциональным обязанностям	Своевременное проведение аттестаций персонала, сдачи экзаменов по ПТЭ, ТБ и РБ, гласность и плановость проведения процедур аттестации.
<i>Освещение опыта станции в области безопасности</i>	Наличие стандартизованных процедур предприятия об анализе нарушений, открытый обмен опытом с другими АЭС.	Освещение как положительного, так и отрицательного опыта в СМИ, проведение и участия персонала в научно-практических конференциях и семинарах. Использование опыта эксплуатации при подготовке УМО для обучения персонала в УТЦ, ведение БД по нарушениям, проведение проверок и самопроверок.

На основе приведенного примера табл. 4.2 можно сделать вывод о

применимости принципов соционики к изучаемому понятию.

Состояние культуры безопасности непосредственно влияет на безопасность и оценить эффективность культуры безопасности можно посредством индикаторов уровня безопасности энергоблоков АЭС.

Основными показателями анализа и оценки эффективности культуры безопасности, включая техническое состояние энергоблока, являются:

- показатель эффективности использования установленной мощности;
- коэффициент готовности к несению номинальной нагрузки;
- показатель незапланированных автоматических срабатываний АЗ;
- показатель частоты нарушений в работе энергоблоков;
- коллективная доза облучения персонала;
- количество радиоактивных выбросов и сбросов в окружающую среду;
- уровень травматизма.

Эти комплексные показатели приводятся в ежегодных (ежеквартальных) отчетах по безопасности энергоблока, они характеризуют уровень безопасности производства электроэнергии и состояние культуры безопасности в частности. Определение показателей приведено ниже.

**Показатель срабатывания аварийной защиты** (средний за год параметр потока срабатывания АЗ).

$$K_{AZ} = \frac{A+B}{T_0} * 1000 \quad (4.1)$$

где:

$B$  - число сбросов АЗ вручную.

$A$  – число сбросов АЗ в результате сигналов автоматики.

$T_0$  - время работы энергоблока за отчетный период, в часах.

**Показатель «Коллективная доза облучения персонала»**  
рассчитывается по формуле:

$$K_{\text{КДО}} = \frac{\sum_{i=1}^N N_i \times S_i}{\bar{N}_{\text{ПЕРС}} \cdot \bar{S}} \times 100\% \quad (4.2)$$

где  $S_i$  – эквивалентная доза облучения, полученная  $i$  – тым работником из числа контролируемого персонала на АЭС за отчетный период, Зв;

$\bar{S}$  - лимит дозы облучения, установленный НРБУ/Д-2000 для персонала кат.А;

$N_i$  - количество персонала кат. А. чел., включая прикомандированный персонал;



$\bar{N}_{ПЕРС}$  - среднесписочная численность персонала АЭС, чел.

*Исходные данные для определения параметра  $K_{КДО}$ .*

Источником исходных данных для определения показателя служат результаты дозиметрического учета. Изменение коллективной дозы персонала АЭС Украины с реакторами типа ВВЭР за 1995 – 2003 гг., нормированная на 1 энергоблок, приведено на рис.4.3<sup>12</sup>.

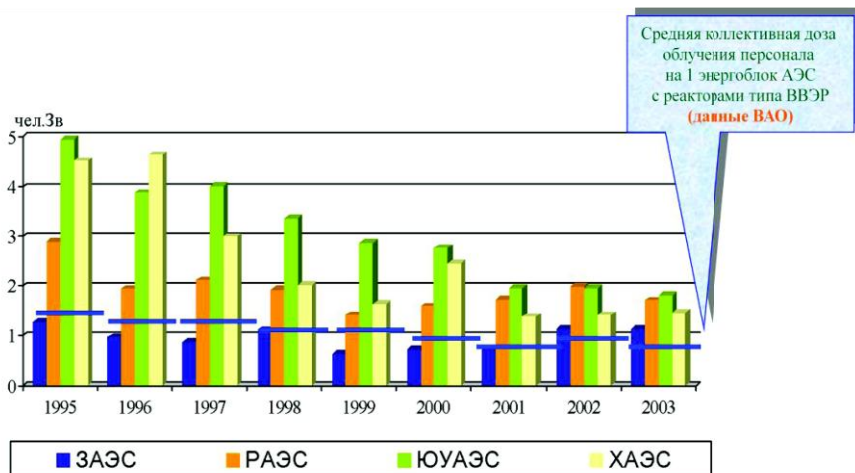


Рис. 4.3. Коллективная доза облучения.

**Количество несчастных случаев** в атомной энергетике Украины за период 1991-2004 (9 месяцев) годы представлено на рис.4.4.

<sup>12</sup> См. также рис. 3.1

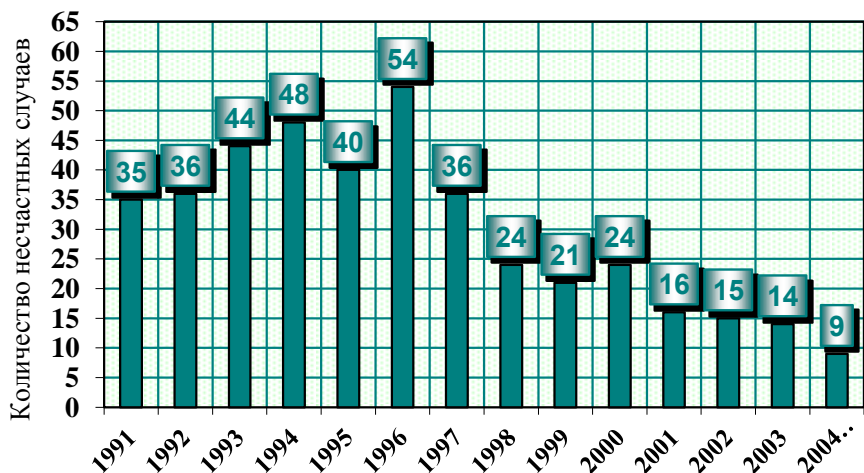


Рис. 4.4. Изменение показателя травматизма.

Как видим из приведенных иллюстраций, все показатели культуры безопасности имеют тенденцию к улучшению, из чего можно сделать вывод об улучшении культуры безопасности на АЭС Украины.

**Показатели аварийной готовности персонала** выражаются тремя коэффициентами, характеризующими:

- уровень подготовки персонала ( $K_{ур.подг}$ );
- готовность персонала к ликвидации нарушений ( $K_{г.пер}$ );
- аварийную готовность оперативного персонала ( $K_{АП}$ ).

Показатели рассчитываются по следующим формулам.

$$K_{ур.подг} = \frac{N_{НАР.ПЕР}}{T_o} \times 7000, \quad (4.3)$$

$$K_{г.пер} = \frac{n_{НАР}}{N_{НАР}} \times 100\%, \quad (4.4)$$

где  $N_{НАР.ПЕР}$  - количество нарушений в работе энергоблока за отчетный период, возникших из-за ошибочных действий персонала;

$n_{НАР}$  - количество нарушений в работе энергоблока за отчетный период, на развитие которых повлияли ошибочные действия персонала;

$N_{НАР}$  - общее количество нарушений в работе энергоблока АЭС за отчетный период;

$T_o$  - длительность отчетного периода (ч).

$$K_{АГП} = \frac{1}{n} \cdot \left( \sum_{i=1}^n \frac{N_{iУСП}}{N_{iОБЩ}} \right) \times 100\%, \quad (4.5)$$

где  $N_{iУСП}$  - количество оперативного персонала, успешно прошедшего противоаварийную тренировку с первой попытки;

$N_{iОБЩ}$  - общее количество оперативного персонала, участвовавшего в проведенной противоаварийной тренировке;

$i$  - номер тренировки;

$n$  - общее количество проведенных за отчетный период противоаварийных тренировок.

Учитываются неправильные действия персонала, которые явились причиной нарушения, а также те, что были допущены в переходных режимах при нарушениях в работе АЭС.

При расчетах учитываются все виды тренировок: индивидуальные, цеховые, блочные, общестанционные, общесистемные и тематические (противоаварийные, противопожарные).

*Исходные данные для расчета показателей аварийной готовности персонала.*

Источником исходных данных для расчета показателей служат отчеты о нарушениях в работе АЭС, сменные журналы регистрации противоаварийных тренировок и журналы регистрации УТЦ.

В социологии часто используются следующие модели определения индикаторов и измерения переменной [27]. Поскольку исследуемые в социологии явления в большинстве случаев не могут быть измерены прямыми методами, что обусловлено их сложной сутью, поэтому в таких случаях измерение носит непрямой характер, обычно социолог использует несколько индикаторов для каждого исследуемого явления. Пример прямых измерений в социологии – измерение рейтингов кандидатов перед выборами. Уровень культуры безопасности из-за многогранности этого понятия не может быть измерен прямыми методами.

### **1. Модель измерения латентной переменной несколькими эффект - индикаторами.**

Используется для исследования сложных явлений, которые невозможно исследовать прямыми методами. В данном случае используется влияние исследуемого явления на окружающую среду и на окружающих посредством процессов взаимодействия. Этот метод можно назвать пассивным, потому что непосредственного активного влияния на исследуемое явление не проводится. При этом исследуемое явление характеризуют латентной переменной, а результаты взаимодействия исследуемого явления – эффект-индикаторами. Для этой модели характерным является то, что все индикаторы являются следствиями, результатами действия исследуемой

латентной переменной, то есть индикаторы отображают результаты этих действий (влияний) (рис. 4.5). Например, латентной переменной является уровень культуры безопасности группы (или индивида), тогда действием на окружающую среду и окружающих (другие группы (индивиды)) будут выполнение производственных заданий этой группой (или индивидом).

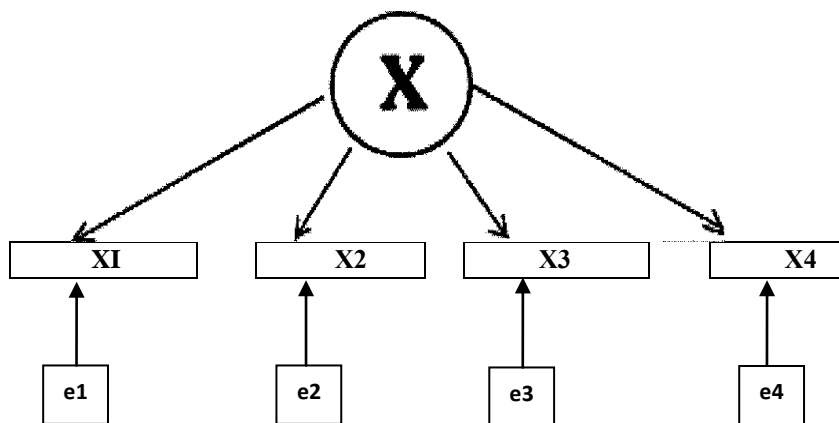


Рис.4.5. Индикаторы, которые являются следствием действия переменной X.

*X* - латентная переменная; *X1, X2, X3, X4* – эффект индикаторы;  
*e1, e2, e3, e4* - ошибки измерения индикаторов.

## 2. Модель измерения латентной переменной причинными индикаторами.

Также как и предыдущая модель используется для исследования сложных явлений, которые невозможно исследовать прямыми методами. Но в данном случае используется влияние жизненных обстоятельств и окружающей среды на исследуемое явление. Поэтому этот метод можно назвать активным, потому что исследование проводится путем наблюдения непосредственного активного влияния на исследуемое явление. В данном случае исследуемое явление характеризуется латентной переменной, которую невозможно измерить прямыми методами, а интенсивность влияния на исследуемое явление – причинными индикаторами. Такая модель используется в следующем случае. Например, мы можем использовать такие индикаторы, как потеря работы, развод, болезнь для измерения латентной переменной «жизненный стресс». В этом случае мы не предполагаем, что латентная переменная является причиной своих индикаторов, скорее травмирующие жизненные обстоятельства могут быть причиной стресса, рис. 4.6.

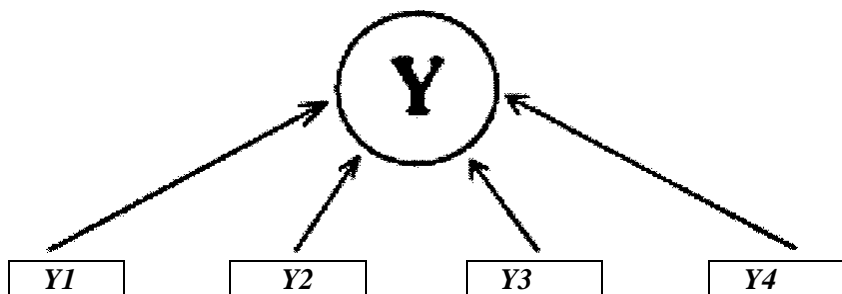


Рис. 4.6. Измерение латентной переменной причинными индикаторами.  
Y – латентная переменная, Y1, Y2, Y3, Y4 - причинные индикаторы

В заключение укажем свойства индикаторов:

- Вероятностный характер в отношении индикатора и теоретического свойства.
- Неоднозначность индикаторов. Один и тот же индикатор может указывать на разные теоретические свойства.
- Множественность индикатора. Необходимость формирования совокупности индикаторов для фиксирования теоретического свойства.
- Контекстуальность индикатора. Индикатор указывает на развитость теоретического свойства только в определенном контексте.

#### 4.5. Измерения в социологии

**Измерением** в социологии называют процедуру, с помощью которой объекты измерения, рассматриваемые как носители определенных отношений, отображаются в некоторую математическую систему с соответствующими отношениями между элементами этой системы.

При *измерении* каждому объекту приписывается определенный элемент используемой математической системы (обычно действительные числа). Это означает, что мы можем с большей точностью говорить о том, *в какой степени* данный объект наблюдения (индивид, группы, город, организация, социальная система) проявляет свойство, которое представлено измеряемой переменной. Таким образом, процедура измерения предполагает использование определенной *шкалы* измерений.

**Шкала** - это инструмент измерения, который представляет собой числовую систему, где свойства эмпирических объектов выражены в виде свойств числового ряда. Различают следующие типы шкал:

- **Номинальные шкалы** используются только для качественной классификации. Это означает, что данные переменные могут быть измерены только в терминах принадлежности к некоторым, существенно различным классам; при этом вы не сможете определить количество или упорядочить эти классы. Например, вы сможете сказать, что два

индивидуума различимы в терминах переменной А (например, индивидуумы принадлежат к разным национальностям). Типичные примеры поминальных переменных: пол, национальность, цвет, город и т.д.

- **Порядковые шкалы** позволяют ранжировать (упорядочить) объекты, указав, какие из них в большей или меньшей степени обладают качеством, выраженным данной переменной. Однако они не позволяют сказать "насколько больше" или "насколько меньше". Типичный пример порядковой переменной это социоэкономический статус семьи. Мы понимаем, что верхний средний уровень выше среднего уровня, однако сказать, что разница между ними равна, скажем, 18% мы не сможем. Само расположение шкал в следующем порядке: номинальная, порядковая, интервальная является хорошим примером порядковой шкалы. Так же данная шкала измеряет уровень согласия с утверждением, степень удовлетворенности.
- **Интервальные шкалы** позволяют не только упорядочивать объекты измерения, но и численно выразить и сравнить различия между ними. Данная шкала измеряет в интервальных значениях возраст, доход и пр.
- **Относительные шкалы** очень похожи на интервальные переменные. В дополнение ко всем свойствам переменных, измеренных в интервальной шкале, их характерной чертой является наличие определенной точки абсолютного нуля. Таким образом, для этих переменных являются обоснованными предложения типа:  $x$  в два раза больше, чем  $y$ . Типичными примерами *таких отношений* являются измерения времени или пространства. Так же шкала отношений измеряет стаж работы, возраст, доход и пр.

Измерение в социологии обычно носит непрямой характер: отдельный показатель может отражать влияние более чем одной переменной, а каждая переменная может иметь множество индикаторов, т.е. операциональные определения теоретических понятий в социологии отличаются от таковых, скажем, в физике.

**Вывод:** культура безопасности как социальное понятие может быть измерена путем создания моделей измерения латентной переменной несколькими эффект – индикаторами, или модели измерения латентной переменной причинными индикаторами.

#### 4.6. Коллективная рефлексология

Модель «коллективной рефлексологии», которая кратко описана ниже, демонстрирует пути воспитания «правильного» коллективного поведения, она, на наш взгляд, позволяет выбрать пути формирования культуры безопасности у персонала.

Для построения математической модели социально-психических процессов ученые – социологи воспользовались идеями В. М. Бехтерева (1857-1927), который объяснял поведение больших групп индивидов

существованием *коллективных согласованных реакций*, действий людей на внешние воздействия. Эти реакции он называл *коллективными рефлексам*и. Теория В.М. Бехтерева основывается на **физиологии** высшей нервной деятельности, существенный вклад в развитие которой внесли русские физиологи И.М. Сеченов и И.П. Павлов.

И.М. Сеченов в своих замечательных работах «Рефлексы головного мозга» и «Кому и как разрабатывать психологию?» достаточно аргументировано объяснил, что психические процессы следует рассматривать как нервные. Другими словами, психические процессы мы должны описывать как цепи последовательных рефлексов, т.е. откликов организма на *внешние* воздействия.

Развивая идеи И.М. Сеченова, В.М. Бехтерев создал рефлексологию и, что особенно ценно для наших целей, коллективную рефлексологию [28].

Кроме понятия «реакция» бихевиористы вводят понятие «стимул». *Стимул* - это группа факторов, являющихся причиной той или иной *реакции*, рис. 4.7.



Рис. 4.7. Иллюстрация концепции «стимул - реакция»

Бихевиоризм рассматривает в качестве основного механизма общественной жизни механизм условных рефлексов. Поведение индивида является реализацией однозначной жесткой последовательности "стимул-реакция" ( $S \rightarrow R$ ) (рис 4.7). Согласно бихевиоризму, при рождении у индивида имеется некоторое количество врожденных «схем поведения», над которыми в процессе обучения настраиваются более сложные навыки, вплоть до образования сложнейших «репертуаров поведения». Теоретическая схема ( $S \rightarrow R$ ) стала классической, и отчетливо либо скрытно присутствует в значительном числе научных исследований различных областей психики.

Коллективная рефлексология В.М. Бехтерева представляет собой систему взглядов на поведение больших групп людей, основанную на достижениях физиологии высшей нервной деятельности.

Предмет коллективной рефлексологии это «...изучение возникновения, развития и деятельности собраний и сборищ, проявляющих свою соборную соотносительную деятельность как целое, благодаря взаимному общению друг с другом входящих в них индивидов» [28].

Для объяснения социальных связей Бехтерев привлекал законы неорганического мира, такие, как тяготение, сохранение энергии и др. Иначе говоря, коллективная рефлексология была творением человека, привыкшего опираться па естественные пауки.

Социально-психическую деятельность В.М. Бехтерев сводит к комбинациям коллективных рефлексов. Он выделяет следующие их группы:

- наследственно-органические рефлексy (инстинкты);
- коллективное настроение;
- коллективные мимико-соматические рефлексy;
- коллективное сосредоточение;
- коллективное наблюдение;
- коллективное творчество;
- согласованные коллективные действия.

**Коллективный рефлекс** - это ответная простая синхронная реакция группы людей на внешний стимул. Поведение группы представляет собой цепь последовательных коллективных рефлексов. Группы людей или общество в целом совершают те или иные коллективные действия в ответ на изменения, происходящие во внешнем мире. Эти действия называются *коллективными рефлексами*. Следуя В.М Бехтереву, перечислим коллективные рефлексy: наследственно-органические рефлексy *l* (инстинкты), коллективное настроение *n* и коллективные мимико-соматические рефлексy *m*, коллективное сосредоточение *c* и коллективное наблюдение *N*, коллективное творчество *T* и, наконец, согласованные коллективные действия *Δ*. Математические уравнения коллективных рефлексов можно посмотреть в оригинале пособия [28].

Вывод из приведенной теории: поведение группы людей можно моделировать во времени системой дифференциальных уравнений. Точность моделирования будет зависеть в первую очередь от подробности используемой модели и точности входных и начальных условий.

Для исследования путей возможного дальнейшего совершенствования теории культуры безопасности рассмотрим понятие индексов в социометрии.

#### 4.7. Индексы в социометрии

**Социометрия** - это количественное измерение эмоциональных отношений в малых группах.

Основной задачей социометрии является диагностика межличностных и межгрупповых отношений.

На основе анализа результатов тестирования членов группы (респондентов) вычисляются индивидуальные и групповые социометрические индексы.

Социометрические индексы - это количественные показатели, характеризующие структуру межличностных отношений в малой группе (групповые социометрические индексы) или положение отдельных членов группы в этой структуре (индивидуальные социометрические индексы) [27].

Социометрические методы могут использоваться не только для изучения малых групп. В более широком смысле под социометрическими индексами понимают любые характеристики структуры отношений между элементами некоторого множества социальных объектов.

Наиболее распространенными групповыми социометрическими индексами являются [30] следующие:



- Социометрическая когерентность;
- Социометрическая напряженность;
- Сплоченность;
- Разобщенность;
- Индекс приемлемости;
- Положительная экспансивность  $i$ -го члена группы;
- Степень конфликтности  $i$ -го члена группы;
- Социометрический статус  $i$ -го члена группы;
- Потребность  $i$ -го члена группы в общении;
- Совместимость  $i$ -го члена группы;
- Индекс объема взаимодействия  $i$ -го члена группы;
- Степень отвержения группой  $i$ -го респондента

Приведем краткое описание индексов и формулы для их расчета.

### 1. Социометрическая когерентность

$$I = 2 \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N (\delta_{ik\gamma} + \delta_{ki\gamma})}{N(N-1)}, \quad (4.6)$$

где  $\Theta$  - множество сфер взаимоотношений членов группы,  $\beta_{\gamma}$  коэффициент важности сферы взаимоотношений  $\gamma$  в деятельности группы,  $N$  - число респондентов,  $\delta_{ik\gamma}$  оценка межличностных отношений  $i$ -го респондента и  $k$ -го члена группы в сфере взаимоотношений  $\gamma$ ,

$$\delta_{ik\gamma} = \begin{cases} -1, & \text{если оценка отрицательная} \\ 0, & \text{если нейтральная} \\ 1, & \text{если положительная.} \end{cases}$$

Состав элементов множества  $\Theta$  определяется целями и задачами данной структуры группы. Например, элементами множества  $\Theta$  могут выступать такие сферы межличностного общения, как сфера служебных взаимоотношений, сфера учебной деятельности, сфера эмоциональных взаимоотношений, сфера проведения досуга, сфера практической деятельности, сфера коммуникационных взаимоотношений и другие. Коэффициенты  $\beta_{\gamma}$  определяются либо экспертным путем, либо на основе специально организованного опроса респондентов с последующим анализом причинно - следственных связей сфер взаимоотношений.

Индекс социометрической когерентности выступает в качестве основного показателя при оценке, уровня развития межличностных отношений в группе. Он является количественной мерой связанности группы по выделенному критерию. Этот индекс выражает настоятельность взаимных контактов без их знака и направленности. Он характеризует отношение положительных и отрицательных выборов к нейтральным выборам. Его

высокое значение свидетельствует о достаточно высоком уровне развития межличностных отношений.

## 2. Социометрическая напряженность

$$H = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N \delta_{ik\gamma} (1 - \delta_{ki\gamma})}{N(N-1)} \quad (4.7)$$

Характеризует общее количество несовпадений взаимных оценок членов группы по отношению к каждому члену группы. Показатель неустойчивости внутренней структуры группы. Имеет жесткую связь с успешностью функционирования группы.

## 3. Плотность

$$P = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N \delta_{ik\gamma}^+}{N(N-1)} \quad (4.8)$$

где  $\delta_{ik\gamma}^+$  значение положительного отношения  $i$ -го респондента к  $k$ -му члену группы в сфере взаимоотношений  $\gamma$ ,

$$\delta_{ik\gamma}^+ = \begin{cases} 1, & \text{если } \delta_{ik\gamma} > 0 \\ 0, & \text{если } \delta_{ik\gamma} \leq 0 \end{cases}$$

Плотность является мерой соотношения реальных положительных коммуникативных связей и всех возможных положительных связей в группе между ее членами. Этот показатель отражает реально существующий уровень стремлений людей друг к другу.

## 4. Сплоченность

$$S_p = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N \delta_{ik\gamma}^+ \delta_{ki\gamma}^+}{2N(N-1)} \quad (4.9)$$

Это важный показатель межличностных отношений. Он характеризует степень преобладания симпатий над антипатиями каждого члена группы по отношению к остальным членам группы и свидетельствует об уровне взаимопонимания и доверия в межличностных отношениях членов группы.

## 5. Разобщенность

$$R_z = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N \delta_{ik\gamma}^- \delta_{k\dot{i}\gamma}^-}{2N(N-1)} \quad (4.10)$$

где  $\delta_{ik\gamma}^-$  - значение отрицательного отношения *i-го* респондента к *k-му* члену группы в сфере взаимоотношений  $\gamma$ ,

$$\delta_{ik\gamma}^- = \begin{cases} 1, & \text{если } \delta_{ik\gamma} < 0 \\ 0, & \text{если } \delta_{ik\gamma} > 0 \end{cases}$$

Разобщенность - это противоположная характеристика по отношению к сплоченности. Является мерой преобладания антипатий над симпатиями каждого члена группы по отношению к остальным членам группы.

## 6. Индекс приемлемости

$$S_n = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N (\delta_{ik\gamma}^+ - \delta_{ik\gamma}^-)}{2N(N-1)} \quad (4.11)$$

Этот индекс диагностирует уровень совместимости членов группы.

Наиболее распространенные индивидуальные (персональные) социометрические индексы:

## 7. Положительная экспансивность *i-го* члена группы

$$\mathfrak{D}_i^+ = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^+}{N-1} \quad (4.12)$$

Характеризует насколько данная личность тяготеет к данной группе; как личность относится к окружающим его членам группы; сколь активна она в своих положительных выборах, где

$$\delta_{ik}^+ = \begin{cases} 1, & \text{если } i\text{-й респондент выбирает } k\text{-го члена группы} \\ 0, & \text{в противном случае,} \end{cases}$$

## 8. Отрицательная экспансивность *i-го* члена группы

$$\mathfrak{D}_i^- = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^-}{N-1} \quad (4.13)$$

Характеризует, насколько данная личность отвергает группу, сколь активна она в своих отрицательных выборах, где

$$\delta_{ik}^- = \begin{cases} 1, & \text{если } i\text{-й респондент отвергает } k\text{-го члена группы} \\ 0, & \text{в противном случае.} \end{cases}$$

#### 9. Степень удовлетворенности 1-го члена группы

$$U_i^+ = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^+ \delta_{ki}^+}{2(N-1)} \quad (4.14)$$

Характеризует удовлетворенность взаимоотношениями и выражает мысль, что члену группы важно не то, сколько людей, которым он симпатизирует, а то, сколько людей из тех, кому он симпатизирует, отвечают ему взаимностью. Косвенный показатель конфликтности личности.

#### 10. Степень конфликтности 1-го члена группы

$$U_i^- = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^- \delta_{ki}^-}{2(N-1)} \quad (4.15)$$

Характеризует неудовлетворенность взаимоотношения и выражает мысль, что члену группы важно не то, сколько людей его отвергают, а то, сколько людей из тех, кого он отвергает, отвергают его.

#### 11. Социометрический статус 1-го члена группы

$$S_{y_i} = \frac{\Pi_i^+ - \Pi_i^-}{N-1} \quad (4.16)$$

где  $\Pi_i^+$ ,  $\Pi_i^-$  - число соответственно положительных и отрицательных выборов *i*-го члена группы другими членами группы.

Количественный показатель статуса члена группы в иерархии неформальных взаимоотношений. Является показателем авторитетности, популярности того или иного индивида в группе. Чем выше статус, тем выше связанность индивида с другими членами группы.

#### 12. Потребность 1-го члена группы в общении

$$P_{o_i} = \frac{\mathcal{E}_i^+ - \mathcal{E}_i^-}{N-1} \quad (4.17)$$

где  $\mathcal{E}_i^+$ ,  $\mathcal{E}_i^-$  - соответственно положительная и отрицательная экспансивность *i*-го члена группы.

Количественное выражение соотношения симпатий и антипатий данной личности *k* членам группы, характеристика психологического самочувствия личности в данной группе.

### 13. Совместимость 1-го члена группы

$$S_{vi} = \frac{U_i^+ - U_i^-}{N - 1} \quad (4.18)$$

где  $U_i^+$ ,  $U_i^-$  - степень соответственно удовлетворенности и конфликтности *i-го* члена группы.

Отражает, насколько симпатии и антипатии личности в отношении других членов группы адекватны симпатиям и антипатиям каждого члена группы по отношению к данной личности. Косвенный показатель конфликтности личности.

### 14. Индекс объема взаимодействия 1-го члена группы

$$V_i = \frac{1}{2} (S_{yi} + P_{oi}) \quad (4.19)$$

где  $S_{yi}$  +  $P_{oi}$  - социометрический статус и потребность в общении *i-го* члена группы.

Отображает многообразие связей *i-го* члена группы.

### 15. Степень отвержения группой 1-го респондента

$$v_{yi} = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^-}{N - 1} \quad (4.20)$$

Характеризует антипатии членов группы в отношении данной личности.

Теория социометрических индексов может быть применена для описания взаимоотношений членов коллектива, их отношения к безопасности, что является одним из самых значимых индексов культуры безопасности.

### Вопросы для самоконтроля.

1. Сформулируйте понятия социального поля.
2. Сформулируйте понятия социального поля культуры безопасности.
3. Перечислите элементы социальной системы "Персонал АЭС".
4. Объясните операционализацию понятий в соционике.
5. Сформулируйте основные принципы моделей индикаторов.
6. Объясните принципы измерений в социологии.
7. Объясните понятия коллективной рефлексологии.
8. Перечислите индексы в социометрии.

## ГЛАВА 5. АНАЛИЗ НАРУШЕНИЙ НА АТОМНЫХ СТАНЦИЯХ

### 5.1. Общие положения

Анализ нарушений на АС проводится соответственно отраслевому стандарту "НД 306.2.100-2004 - Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций", которой разработано соответственно международным требованиям.

Работа по расследованию и учету нарушений в работе атомных станций очень важна для безопасности. Это элемент культуры безопасности. А точнее, расследование и учет нарушений в работе атомных станций является элементом профессиональной культуры ядерной области с ее первых шагов. Не допускается в случае аварийной остановки (отключения) оборудования (аварийной остановки блока и т.д.) повторный пуск его в работу до выявления и устранения причины аварийной остановки. Для проведения расследования привлекаются наиболее квалифицированные и опытные специалисты АС и отрасли, с 1995 года все процедуры этой работы нормируются упомянутым стандартом.

Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станции предназначены для установления:

- категорий нарушений в работе АС (далее - нарушений);
- порядка расследования нарушений в работе АС (определение непосредственных и коренных причин аномальных событий, которые привели к нарушениям; оценка с точки зрения безопасности; разработка соответствующих мер по ликвидации последствий нарушений и предотвращение их повторения, повышение безопасности и надежности АС);
- порядка учета нарушений, формы и порядка сообщения о нарушении эксплуатирующей организации по использованию ядерной энергии, органам государственного надзора, другим организациям.

О каждом нарушении в работе АС из блока АС эксплуатирующей организации и регулятору передается следующая информация:

- оперативное сообщение о нарушении в работе АС;
- предварительное сообщение о нарушении в работе АС;
- дополнительное сообщение о нарушении в работе АС;
- формуляр классификации события;
- отчет о расследовании нарушений в работе АС;
- дополнительный отчет о расследовании нарушений в работе АС.

Соответственно международным стандартам по ядерной безопасности и стандартов Украины не разрешается пуск блока после нарушения в работе пока не выяснены и не устранены причины нарушения. Отчет о расследовании нарушений передается и в другие сопровождающие подразделения отрасли, все данные о нарушении заносятся в отраслевые БД, важные для безопасности нарушения заносятся в БД МАГАТЭ.

## 5.2. Термины и определения (соответственно стандарту)

**АНОМАЛЬНОЕ СОБЫТИЕ** - отклонение от нормального режима эксплуатации. Оно может быть вызвана отказом оборудования, ошибкой персонала или недостатками процедуры.

**ИНЦИДЕНТ** - нарушение в работе АС, которое не вызвало последствий, что характеризуются категорией "авария".

**НЕПОСРЕДСТВЕННАЯ ПРИЧИНА** - это явление, процесс, событие или состояние, которые обусловили нарушение нормального технологического процесса.

**КОРЕННАЯ ПРИЧИНА** - это обстоятельство, которое вызвало условия для наличия проявления непосредственной причины.

**НАРУШЕНИЕ В РАБОТЕ АС** - событие на АС, которое вызвало отклонение от нормальной эксплуатации, отклонение от границ и/или условий безопасной эксплуатации АС.

**ОТКАЗ** оборудования - событие, которое заключается в нарушении работоспособного состояния оборудования (невыполнение функции по назначению).

**РАБОТОСПОСОБНОСТЬ** - состояние объекта, при котором значение всех параметров, которые характеризуют способность выполнять функции, отвечают требованиям нормативно-технической и/или конструкторской (проектной) документации.

**НЕРАБОТОСПОСОБНОСТЬ** - состояние объекта, при котором значение хотя бы одного параметра, который характеризует способность выполнять заданные функции, не отвечают требованиям нормативно-технической и/или конструкторской (проектной) документации.

**ПОВРЕЖДЕНИЕ** - событие, которое заключается в нарушении нормального состояния объекта при сохранении работоспособного состояния.

**НАДЕЖНОСТЬ** - свойство объекта сохранять во времени в установленных границах значения всех параметров, которые характеризуют способность выполнять необходимые функции в заданных режимах и условиях применения, технического обслуживания, хранения и транспортировки.

**НОРМАЛЬНОЕ СОСТОЯНИЕ** - состояние объекта, при котором он отвечает всем требованиям нормативно-технической и/или конструкторской (проектной) документации.

Основное определение - "нарушение" стандартом уточняется с целью более детальной классификации. А именно, нарушение в работе атомных станций - события на АС, которые вызвали отклонение от нормальной эксплуатации, отклонение от границы и/или условий безопасной эксплуатации, или привели к отклонениям от нормальной эксплуатации АС, которые характеризуются следствиями, перечисленными в табл.1. В зависимости от тяжести этих последствий нарушения подразделяются на аварии (категории А01-А04) и события (категории П01-П10).

Таблица 5.1. Категории нарушений в работе АС

№ п/п	Категория нарушений	Последствия, обстоятельства и признаки нарушений	Уровни нарушений по шкале INES
1.	Аварии		4,5,6,7
1.1	A01	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ радиоактивностью, которая эквивалентная $10^5$ - $10^6$ Ки ( $3.7 \cdot 10^{12}$ - $3.7 \cdot 10^{13}$ Бк) $I^{131}$ , в результате которого возможны острые лучевые поражения населения, влияние на здоровье населения и загрязнение радиоактивными веществами большой территории. Возможно трансграничное перенесение радиоактивности. Продолжительное действие на окружающую среду. <i>Примечание 1.</i> Мероприятия по защите персонала и население осуществляются согласно планам мероприятий по защите персонала и население при радиационных авариях на АС. <i>Примечание 2.</i> Объем и характер мероприятий по защите населения определяются согласно Критериям для принятия решения о мерах защиты населения в случае аварии ядерного реактора (Министерство здравоохранения, 1990 г.).	
1.2	A02	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ радиоактивностью, которая эквивалентная $10^4$ - $10^5$ Ки ( $3.7 \cdot 10^9$ - $3.7 \cdot 10^{11}$ Бк) $I^{131}$ , в результате которого будет достигнут верхний уровень дозовых критериев для принятия решения о мерах защиты населения (для детей и беременных женщин 50 мЗв (5 бэр) внешнего облучения на все тело или 500 мЗв (50 бэр) при ингаляции радиоактивного йода). Введение в действие планов мероприятий по защите населения, которое предусматривает эвакуацию населения или отдельных его категорий в населенных пунктах.	7,6
1.3	A03	Выброс в окружающую среду радиоактивных веществ радиоактивностью, которая эквивалентная $10^2$ - $10^4$ Ки ( $3.7 \cdot 10^9$ - $3.7 \cdot 10^{11}$ Бк) $I^{131}$ , при котором за границей санитарно-защитной зоны АС превышен нижний уровень, но не достигнут верхний уровень дозовых критериев для принятия решения о мероприятиях по защите населения. Введение в действие планов мероприятий по защите персонала АС и населения (реализуются некоторые мероприятия, кроме эвакуации - временное укрытие, йодная профилактика и т.д.). Разрушение значительной части активной зоны, вызванное механическим влиянием или плавлением с превышением максимальной проектной границы повреждения твэлов согласно ПБЯ РУ АС-89.	5



1.4	A04	Выброс на площадку АС и в окружающую среду такого количества радиоактивных веществ, при котором превышено значения предельно допустимых выбросов и/или допустимых сбросов, но радиационная обстановка за границей санитарно-защитной зоны АС не нуждается в специальных мероприятиях по защите населения. Контроль за радиационной обстановкой осуществляется соответственно Регламенту. Возможное облучение отдельных лиц из населения свыше дозовых квот, принятых для АС (0,2 мЗв (20 мбер) за счет газоаerosольных выбросов или 0,05 мЗв (5 мбер) за счет жидких сбросов), но не выше 1 мЗв (100 мбер)). Повреждение активной зоны, при котором границу безопасной эксплуатации повреждения твелов согласно ПБЯ РУ АС-89 нарушено, но максимальную проектную границу - нет. Облучение персонала дозами (приблизительно 1 Зв), что вызывают острые лучевые поражения.	4
2	Инциденты		0,1,2,3
2.1	П01/1	Разовый выброс в окружающую среду радиоактивных веществ, который не превышает значений предельно допустимых годовых выбросов и допустимых сбросов. Возможные дозы облучения отдельных лиц из населения не превышают суммарной дозовой квоты для АС 0,25 мЗв (25 мбер). Загрязнение площадки АС и санитарно-защитной зоны АС, которое приводит к повышению мощности дозы гамма-излучения больше 240 микрорентген в час. Облучение отдельных лиц из персонала АС дозами, которые преувеличивают предельно допустимые для персонала, вызванное отказом оборудования, недостатком процедур и/или неправильными действиями персонала	1,2,3
2.1.1	П01/2	Разовый выброс в окружающую среду радиоактивных веществ, которое пятикратно превышает значение суточного допустимого выброса. Повышение объемной активности радионуклидов в воздухе обслуживаемых помещений зоны сурового режима АС свыше допустимой концентрации для персонала. Влияние на радиационную обстановку за пределами площадки АС отсутствует	1,2,3
2.2	П02	Нарушение границ и/или условий безопасной эксплуатации АС в любых режимах эксплуатации энергоблока, которое не привело к аварии, кроме событий категории П03, П04	1,2,3
2.3	П03	Неработоспособность систем безопасности или каналов систем безопасности в количестве, которое истощает их резерв, в любом режиме эксплуатации энергоблока АС	1,2,3

2.4	П04	Нетрудоспособность отдельных каналов систем безопасности при сохранении их резерва в любом режиме эксплуатации энергоблока АС или нерезервированных элементов систем безопасности на протяжении срока, который превышает разрешенный технологическим регламентом	0,1,2,3
2.5	П05	Останов реакторной установки или отключение энергоблока от сети в любом режиме эксплуатации АСС, вызванные отказом оборудования АСС и/или неправильными действиями персонала или внешним влиянием искусственного или естественного происхождения	0,1,2
2.6	П06	Падение и/или повреждение ТВС, ТВЭЛов, ПЭЛов при транспортно-технологических операциях со свежим или отработанным ядерным топливом, вызванное отказом оборудования АС и/или неправильными действиями персонала, которые не привели к авариям, или событиями категорий П01-П02.	1,2,3
2.7	П07	Отказы важного для безопасности АС оборудования и трубопроводов, которые относятся к группам А и В соответственно ПНАЕ Г-7-008-89, оборудования 1-го и 2-го классов безопасности по ОПБ-88, органов регулирования СУЗ с приводными механизмами, в любом режиме эксплуатации, которые не привели к аварии и событиям категорий А01-П06, П08-П10	0,1
2.8	П08	Разгрузка энергоблока АС на величину 25% и более от уровня мощности, которая непосредственно ему предшествовала, вызванное отказом оборудования АС и/или внешними влияниями природного или искусственного происхождения (за исключением случаев, указанных в п.2.2 Положения)	0
2.9	П09	Срабатывание любой системы безопасности или канала системы безопасности по прямому назначению в режиме, который не связан с обеспечением функции безопасности	0,1,2,3
2.10	П10	Неработоспособность канала (каналов) систем безопасности в любом режиме эксплуатации АС на протяжении срока, который не превышает разрешенного технологическим регламентом (за исключением вывода отдельных каналов системы безопасности для проведения регламентных проверок или планового технического обслуживания)	0,1

Не считаются нарушениями в работе АС следующие события:

а) снижение нагрузки энергоблока с целью выполнения плановых работ по техническому обслуживанию, предусмотренным технологическим регламентом и инструкциями по эксплуатации систем и оборудования АС;

б) снижение нагрузки, останов энергоблока, вызванные выводами из работы оборудования энергоблока для устранения неисправностей и дефектов оборудования АС на время ремонта и послеремонтных испытаний

по оперативной заявке, согласованной в установленном порядке;

в) снижение нагрузки энергоблока по проектному алгоритму согласно с диспетчерским графиком нагрузки.

По каждому нарушению комиссией по расследованию составляется отчет по анализу нарушения, который состоит из 6 следующих разделов и подразделов, приведенных ниже - табл. 5.2. Заполнение каждого раздела обязательное, не допускаются также сокращения, или пропуски вопросов. Отчет по анализу нарушения имеет нормированную форму которая является приложением к стандарту.

Таблица 5.2. Содержание отчета по анализу нарушений.

---

1. ОПИСАНИЕ НАРУШЕНИЯ
1.1. Состояние энергоблока (АС) до возникновения (выявления) нарушения.
1.2. Описание последовательности событий в ходе нарушения.
2. ПОСЛЕДСТВИЯ НАРУШЕНИЯ
2.1. Нарушение границ и/или условий безопасной эксплуатации.
2.2. Выход радиоактивных продуктов за установленные границы.
2.3. Облучение персонала, население.
2.4. Загрязнение радиоактивными продуктами оборудования, помещений и площадки АС, территории за пределами площадки.
2.5. Время простоя энергоблока.
2.6. Недопроизводство электрической энергии.
3. АНАЛИЗ ПРИЧИН НАРУШЕНИЯ
3.1. Логическая последовательность событий ("дерево событий").
3.2. Перечень аномальных событий в ходе нарушения.
3.3. Действия, осуществленные для выяснения причин событий.
3.4. Предыдущие аналогичные нарушения.
3.5. Типы дефектов (типы ошибок персонала). Сопутствующие факторы.
3.6. Причины аномальных событий и мероприятия по их устранению.
4. ОЦЕНКА С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ
4.1. Важность для безопасности событий в ходе нарушения.
4.2. Обоснование оценки нарушения по INES.
5. ДОПОЛНИТЕЛЬНЫЕ НЕДОСТАТКИ, ВЫЯВЛЕННЫЕ ПРИ РАССЛЕДОВАНИИ, И МЕРОПРИЯТИЯ ПО ИХ УСТРАНЕНИЮ
6. ПЕРЕЧЕНЬ ПРИЛОЖЕНИЙ

---

### **5.3. Пример анализа важного для безопасности нарушения**

Для выяснения процедур анализа нарушения проведем анализ нарушения, которое произошло на Запорожской АЭС в середине 90-х годов. Событие, которое произошло относится к исходным событиям аварий группы "малые течи". При неправильных действиях персонала последствия нарушения могли бы быть тяжелыми, могла произойти авария с повреждением активной зоны.

Описанные события имели место при проведении регламентных работ. Выполненный анализ не относится к процедурам ВАБ или ASP, он является иллюстрацией качественного анализа нарушений по методике, которую рекомендует МАГАТЭ.

Качественный анализ нарушения “Непосадка ГПК КД УР23S01 в период регламентных проверок перед ППР-95 на блоке №1 Запорожской АЭС 20.04.95” по методике ASSET.

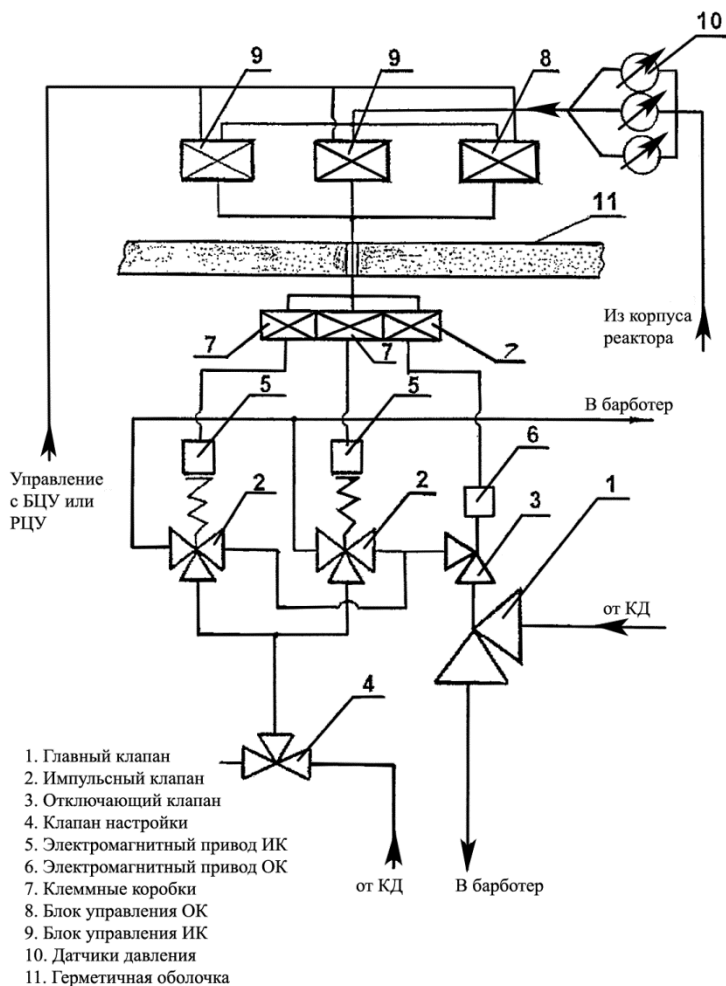


Рис. 5.1 Принципиальная схема ПК КД



S04 (проект предусматривает открытие при  $P_{1к}=192 \text{ кгс/см}^2$ ).

При проверке ГПК УР22S01 импульсные клапаны УР22S03,S04 сработали при  $P_{1к}=173,2 \text{ кгс/см}^2$ , что привело к срабатыванию УР22S01 (проект предусматривает открытие при  $P_{1к}=194 \text{ кгс/см}^2$ ).

При  $P_{1к}=163,9 \text{ кгс/см}^2$  запитались электромагниты ИК УР22S03,S04 на закрытие, после чего закрылся УР22S01(проект предусматривает запитку электромагнитов при  $P_{1к}=182 \pm 1,5 \text{ кгс/см}^2$ ).

При проверке ГПК УР23S01 импульсные клапаны УР23S03,S04 сработали при  $P_{1к}=185,9 \text{ кгс/см}^2$ , что привело к срабатыванию УР23S01 (проект предусматривает открытие при  $P_{1к}=196 \text{ кгс/см}^2$ ).

При  $P_{1к}=175 \text{ кгс/см}^2$  запитались электромагниты ИК УР23S03, S04 на закрытие, (проект предусматривает запитку электромагнитов при  $P_{1к}=182 \pm 1,5 \text{ кгс/см}^2$ ) ГПК УР23S01 остался открытым. Давление первого контура продолжало снижаться (непосадка ИПУ КД после срабатывания).

Повышение давления в ББ системы КД более  $4,04 \text{ кгс/см}^2$ , разрыв мембраны ББ. Повышение давления до уставок срабатывания локализирующих арматур и срабатывания спринклерной системы.

Далее оперативный персонал, оборудование, системы автоматики действовали в соответствии с ИЛА. Подробное описание события изложено в разделе 2 “Хронологическая последовательность нарушения” - табл. 19.1.

Анализ нарушения с определением и оценкой аномальных событий, вопросами и замечаниями к отчету, выводами и рекомендациями приведены в разделах: 3 ”Логическое дерево событий”, 4 “Анализ аномальных событий”, 5“Вопросы и замечания к отчету”, 6 “Рекомендации”.

Таблица 5.3. Хронологическая последовательность нарушения.

<b>Наименование:</b> Незакрытие главного предохранительного клапана УР23S01 при проведении испытаний прямым повышением давления в I контуре.		
<b>Дата:</b> 20.04.95	<b>Категория:</b> П10	<b>Оценка по INES:</b> 1
<b>2. Хронологическая последовательность нарушения</b>		
<b>№</b>	<b>Время</b>	<b>Описание</b>
		Несоответствие величин давления открытия клапанов УР21, 22,23S01 и закрытия клапана УР22S01 регламентируемым значениям.
1	03: 37: 53	РУ “горячий останов”. Испытания ИПК КД прямым повышением давления. Незакрытие рабочего клапана УР23S01 после понижения давления I контура до $175 \text{ кгс/см}^2$ и подачи питания на электромагниты ИК.
2	03: 38: 52 - 03: 39: 30	Разрыв предохранительной мембраны ББ из-за повышения давления выше $4.04 \text{ кгс/см}^2$ . Сработала блокировка по повышению давления в ГО больше $0.003 \text{ кгс/см}^2$ . Закрылась локализирующая арматура систем TL22, 42.
3	03: 40: 12- 03: 40: 20	Оперативным персоналом, при $P_{1к}=120 \text{ кгс/см}^2$ , включены на рециркуляцию насосы TQ13-23D01, TQ14-24D01.
4	03: 41: 34	Начата подача раствора борной кислоты в I контур. ( $P_{1к}=89.8 \text{ кгс/см}^2$ ). Зафиксирован минимальный уровень в КД ( $618 \text{ см}$ )

5	03: 42: 33	При $P_{1к}=72\text{кгс/см}^2$ произошло срабатывание защиты " $\Delta T_s < 10^\circ\text{C}$ " с запуском на рециркуляцию насосов спринклерной системы, аварийного расхолаживания, аварийной питательной воды I-III СБ, закрылась локализирующая арматура,
6		По блокировке открылась арматура TQ13,23S26 на подачу раствора борной кислоты из бака ГА-201 на всас насосов TQ13,23D01. По блокировке и от КУ БЩУ не открылась арматура TQ33S26 на линии подачи бора из ГА-201 на всас насоса TQ33D01.
7		Начато расхолаживание РУ через БРУ-К со скоростью $15^\circ\text{C}$ при естественной циркуляции I контура.
8	03: 45: 13- 03: 45: 37	Открылись обратные клапаны на линиях подачи раствора борной кислоты от ГЕ САОЗ 1-4 в I контур. ( $P_{1к}=58\text{кгс/см}^2$ ).
9	03: 46: 37	Снялся сигнал на действие защиты " $\Delta T_s < 10^\circ\text{C}$ ".
10	03: 49: 20	Оперативным персоналом открытием арматуры на линии сдувок с реактора YR01-03S01, ПГ1-4 YR11-41, 12-42S01, КД YR51-53S01 объединены аварийные газовые сдувки.
11	03: 56: 28	Оперативным персоналом отключены насосы TQ14, 24, 34D01. Неотключение TQ33D01 при закрытой TQ33S26.
12		$P_{1к}=56,3\text{ кгс/см}^2$ Нкд=1203 см. Расхолаживание РУ.
13	03: 59: 16	Закрыта локализирующая арматура TL21S10-S13 системы TL21D01 для предотвращения выхода радиоактивности за пределы оболочки.
14	03: 59: 40	Оперативным персоналом, при температуре под крышкой реактора $269^\circ\text{C}$ и $T_{1к}=261,5^\circ\text{C}$ открыта арматура YR61, 62,63S01 на линии сброса пара из-под крышки реактора в ББ.
15	04: 03: 22	Оперативным персоналом отключен насос TQ33D01 при $T_{\text{подш}}=99^\circ\text{C}$ .
16	04: 05	Оперативным персоналом отключена система вентиляции TL22 (ранее, см.п.2, закрылась локализирующая арматура).
17	04: 09: 22	При $P_{го}=0,2\text{ кгс/см}^2$ открылась арматура на напоре насосов TQ11, 21, 31D01. Орошение гермообъема.
18	04: 10	Сработала пожарная сигнализация в помещениях гермообъема ГА-315, ГА-604,- 605,-606
19	04: 10: 43	Отключились вентиляторы TL03D02,D03
20	04: 11: 39	Оперативным персоналом закрыта арматура YR61, 62,63S01 и арматура YR11-41S01, YR12-42S01, YR51-53S01
21	04: 16: 04	Отключились вентиляторы TL01D01,02
22	04: 18: 06	Оперативным персоналом переведены на рециркуляцию TQ11, 21, 31D01, $P_{го}=0,07\text{ кгс/см}^2$ .
23	04: 20: 03	Зафиксирован min уровень в ГА-201 (169см)
24	04: 22: 36- 04: 26: 20	Отключены насосы аварийной пит. воды ТХ10, 20, 30D01, работавшие на рециркуляцию. Подпитка водой ПП производилась по штатной схеме.
25	04: 29: 00	Отключились вентиляторы TL01D04,05; TL04D02; TL05D03
26	04: 30	Оперативным персоналом начат прием раствора борной кислоты с концентрацией 17.1 г/кг из спецкорпуса-1 в ГА-201
27	04: 34: 00	Оперативным персоналом переведен на орошение ГО спринклерный насос TQ31D01, открытием арматуры TQ31S03,10 $P_{го}>0,18\text{кгс/см}^2$
28	04: 44	Включен в работу насос TG13D01 на охлаждение отсеков бассейна выдержки.
29	04: 44: 19	Переведен на рециркуляцию насос TQ31D01 при $P_{го}=0,06\text{ кгс/см}^2$ (изб.)
30	05: 00	Оперативным персоналом повторно открыта арматура YR61, 62, 63S01.

31	05: 03: 34	От КУ БЩУ включены на рециркуляцию насосы ТК23D01,02
32	05: 10	После выравнивания температуры под крышкой реактора и 1 контура закрыта арматура YR61, 62,63S01
33	05: 13: 47	Оперативным персоналом подана уплотняющая вода на ГЦН 1-4, после открытия локализирующей пневмоарматуры ТК50S01, 02, 03 и ТК60S01, 02, 03
34	05: 20	Включены TL03D01, 02, 03 для отвода тепла от оборудования верхнего блока реактора.
35	05: 39: 40	От КУ БЩУ отключены насосы TQ12,32D01 ( $P_{1к}=31\text{кгс/см}^2$ , $T_{1к}=176^{\circ}\text{C}$ ). Расхолаживание 1 к через БРУ-К. В работе на 1 контур насосы TQ13,23D01.
36	06: 30: 35	От КУ отключен насос TQ22D01 ( $P_{1к}=28\text{кгс/см}^2$ , $T_{1к}=173^{\circ}\text{C}$ )
37	07: 15	Сработала автоматическая система пожаротушения по направлению пом. АЭ-506/1 и кабельных шахт 2, 4 СБ - I.
38	08: 30	Для создания разряжения под гермооболочкой включена система вентиляции TL22D02.
39	10: 49: 00	Отключен насос TQ13D01. Давление в 1 контуре поддерживается работой насоса TQ23D01. ( $P_{1к}=17.5\text{кгс/см}^2$ , $T_{1к}=63^{\circ}\text{C}$ )
40	13: 10: 40	Включен насос TQ32D01 и переведен на аварийное расхолаживание ( $P_{a.з.}=8.8\text{кгс/см}^2$ )
41	13: 13: 00	Отключен насос TQ23D01.
42	13: 15	Отключены подпиточные насосы ТК23D01,02. ( $P_{1к}=8.4\text{кгс/см}^2$ , $T_{1к}=74^{\circ}\text{C}$ )
43	16: 59: 58	При подключении линии планового расхолаживания TQ40 YP23S01 закрылся. ( $P_{a.з.}=3.6\text{кгс/см}^2$ )
44	17: 20	Включение насоса TQ22D01 на плановое расхолаживание
45	17: 30	Отключение от КУ БЩУ насоса TQ32D01
46	01: 50 (21.04)	Во время подачи азота в КД, YP23S01 открылся при $P_{a.з.}=5.0\text{кгс/см}^2$
47	02: 00	Перевод РУ в режим "холодный останов", $P_{a.з.}=4,0\text{кгс/см}^2$ , $T_{1к}=67^{\circ}\text{C}$ , концентрация раствора борной кислоты 1 контура 21,7г/кг.
1.3. Конечное состояние	Блок в режиме "холодный останов" $P_{a.з.}=4.0\text{кгс/см}^2$ , $T_{1к}=67^{\circ}\text{C}$ , концентрация раствора борной кислоты в 1 контуре 21.7 г/кг	
<b>1.4. Время простоя:</b> блок в ППР		<b>1.5. Недовыработка:</b> нет
<b>1.6. Характеристика с точки зрения безопасности</b>		
<b>а) Воздействие за площадкой АЭС</b>		<b>б) Воздействие на площадке АЭС</b>
- наружный выброс радиации	нет	-радиационное загрязнение площадки
- облучение населения	нет	- облучение персонала
		<b>в) Деграация глубоко эшелонированной защиты</b>
		- нарушение пределов безопасной эксплуатации
		- нарушение условий безопасной эксплуатации



### 5.3.2. Анализ аномальных событий

В таблицу вносятся все события происшедшие во время аварийной ситуации. Для построения **логического дерева событий** - рис. 5.3, отбираются события с нарушением регламентных режимов - аномальные события. Эти события располагаются на рисунке снизу вверх в логической последовательности, отображающей причинно - следственные связи. Нумерация событий на рисунке соответствует таблице. Внизу прямоугольника - аномального события указывается, какой произошел отказ: оборудование или ошибка персонала. Так на рис. 5.3 в семи случаях произошли отказы оборудования и в трех событиях были допущены ошибки персонала. Слева и справа логического дерева событий приводятся события имевшие место во время нарушения и поясняющие аномальные события. Эти события также имеют нумерацию в соответствии с табл. 5.1. Началом данного нарушения послужили, обнаруженные при регламентных проверках несоответствия величин давления открытия клапанов YP21, 22,23S01 и закрытия клапана YP22S01 регламентируемым значениям. Эти события разнесены по времени, по этой причине в табл. 5.3 они не имеют номера.

Аномальные события, отображаемые на логическом дереве событий прямой аналогии с терминами ВАБ (базисными событиями) не имеют, они отражают какое-либо нарушение.

Каждое аномальное событие анализируется инженерами - экспертами. При этом выясняются **непосредственные и коренные** причины аномальных событий и разрабатываются корректирующие меры - табл. 5.4. Форма таблицы также рекомендована методикой. Продолжением анализа аномальных событий являются разделы анализа: 5 - "Вопросы и замечания к отчету" и 6 - "Рекомендации".

### 3. Логическое дерево событий.

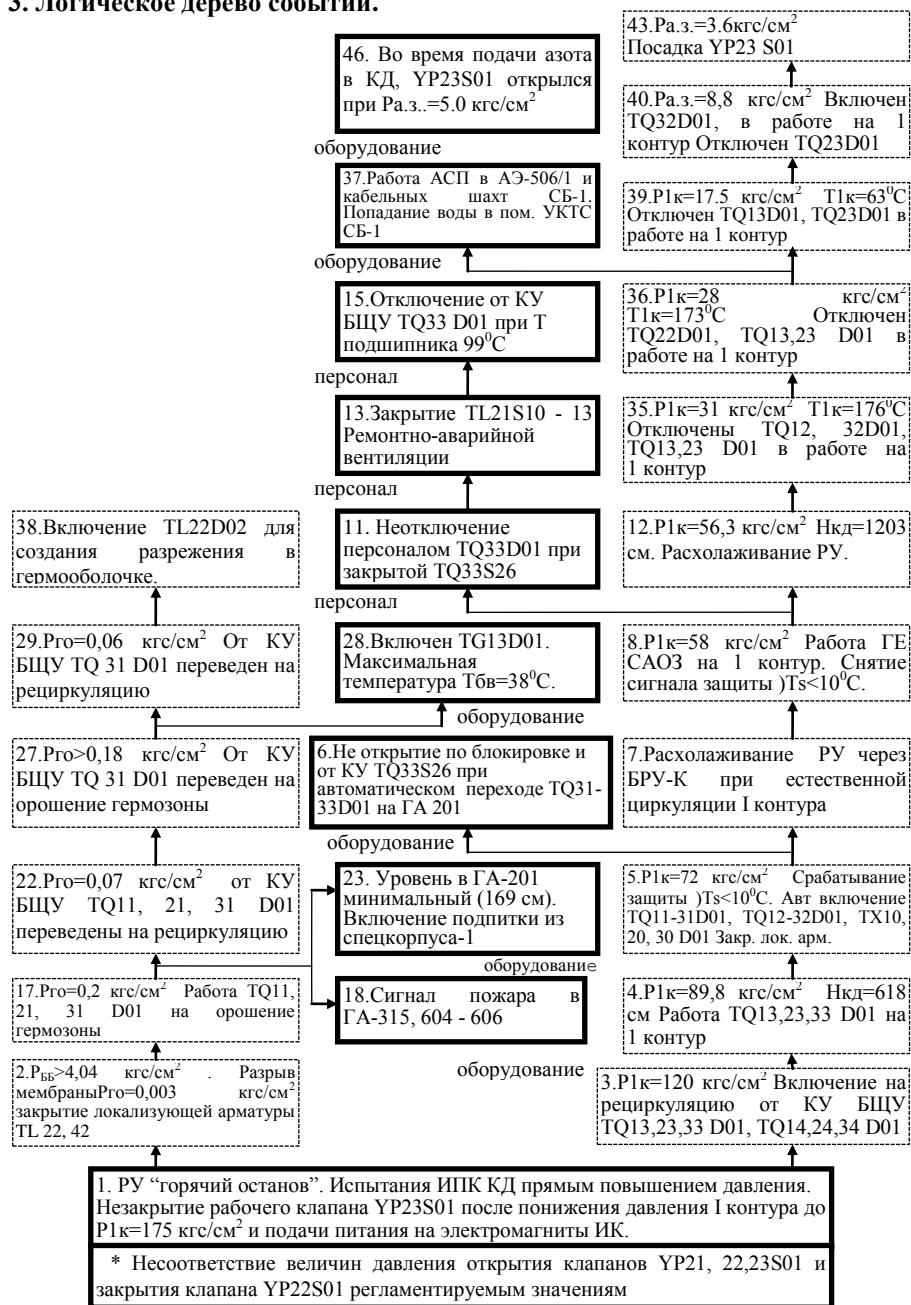


Рис. 5.3. Логическое дерево событий

оборудование

Таблица 5.4. Анализ аномальных событий

<b>4. Анализ аномальных событий.</b>		
<b>Аномальное событие *</b> Несоответствие величин давления открытия-закрытия клапанов УР21, 22,23S01, а также давлению запитки электромагнитов ИК	<b>Непосредственная причина:</b> Износ внутрикорпусных деталей проточной части клапана - эрозийный износ поверхности седла и т.д. Возможные потери свойств упругости пружин ИК	<b>Корректирующие меры:</b> Проанализировать результаты контрольных замеров ВКУ ИПУ по протоколам ППР-94 и сравнительный анализ с результатами ремонта ППР-95. Проверить и перенастроить уставки по запитке электромагнитов ИК.
	<b>Коренная причина:</b> Отсутствие документации по техническому обслуживанию и проверкам ИПУ КД с учетом обеспечения качества	<b>Корректирующие меры:</b> Не предложены По мнению ГНТЦ ЯРБ, необходимо проанализировать протоколы предыдущей настройки и разработать детальную инструкцию по настройке и проверке ИПУ КД и согласовать с АЯР.
<b>Аномальное событие №1 (оборудование)</b> Незакрытие ГПК УР23S01 При опробовании прямым повышением давления, и после подачи питания на электромагниты ИК	<b>Непосредственная причина:</b> Зависание шток-толкателя импульсного клапана УР23S04 при посадке тарелки в заточку корпуса	<b>Корректирующие меры:</b> Выполнить замену внутрикорпусных деталей ИПУ КД выработавших свой ресурс.
	<b>Коренная причина:</b> Некачественная разработка и оформление техдокументации по техобслуживанию и ремонту ИПУ КД	<b>Корректирующие меры:</b> Запросить фирму-разработчик о предоставлении ремонтных чертежей на узлы и детали, требующие контрольных замеров. Переработать программу технического обслуживания и ремонта ИПУ КД
<b>Аномальное событие №6 (оборудование)</b> Неоткрытие задвижки TQ 33S26 на всасе насоса TQ33D01 при снижении уровня в TQ33 B01 до минимального	<b>Непосредственная причина:</b> Вероятная причина - запрет на открытие задвижки с моментной муфтой	<b>Корректирующие меры:</b> Произвести ревизию и настройку моментной муфты. Провести проверку автоматики цепей управления и срабатывания блокировки TQS58
	<b>Коренная причина:</b> Недостатки в работе схемы автоматики цепей управления TQ33S26	<b>Корректирующие меры:</b> Разработать график расхаживания арматуры TQ13,23,33 S26, при работе блока на мощности
<b>Аномальное событие №11(персонал)</b> Неотключение персоналом TQ33D01 при закрытой TQ33 S26, что привело к серьезным дефектам и повреждению насоса	<b>Непосредственная причина:</b> Недостаточный контроль оперативным персоналом БЩУ за работой оборудования СБ	<b>Корректирующие меры:</b> Провести проверку знаний оперативным персоналом действий защит и блокировок и порядка контроля работы оборудования СБ при возникновении аварийных ситуаций.
	<b>Коренная причина:</b> Недостатки проектной автоматической схемы защиты насоса	<b>Корректирующие меры:</b> Обязать проектную организацию разработать алгоритм и блокировку защиты насоса

<b>Аномальное событие №13 (персонал)</b> В режиме “горячий останов” TL21S10-13 аварийно-ремонтная вентиляция находилась в открытом состоянии. (должна быть закрыта см. ТОБ)	<b>Непосредственная причина:</b> Открытое состояние локализующей арматуры TL21S10-13 системы ремонтно-аварийной вентиляции при состоянии РУ “горячий останов” во время проверки ИПУ КД	<b>Корректирующие меры:</b> Выполнить проверку и корректировку (если требуется) эксплуатационной документации. Регламентировать (уточнить) состояние ремонтной вентиляции в режим “горячий останов”. Доработать мероприятия связанные с нарушениями условий безопасной эксплуатации в состоянии РУ “горячий останов” при проверке ИПУ КД.
	<b>Коренная причина:</b> Невнимательность оперативного персонала	<b>Корректирующие меры:</b> Выполнить проверку оперативным персоналом вент. систем.
<b>Аномальное событие №15 (персонал)</b> Не своевременное отключение персоналом насоса TQ33D01 при Т <sub>подш</sub> =99°С Допускаемая Т <sub>подш</sub> =85°С	<b>Непосредственная причина</b> Недостаточный контроль оперативным персоналом БЩУ за работой оборудования СБ	<b>Корректирующие меры:</b> Провести проверку знаний оперативным персоналом действий защит и блокировок и контроля аварийной сигнализации при работе оборудования СБ.
	<b>Коренная причина</b> Недостатки подготовки персонала код - 5.2.10	<b>Корректирующие меры:</b> Провести противоаварийную тренировку по теме: “Не закрытие ИПУ КД с наложением отказов СБ”.
<b>Аномальное событие №18 (оборудование)</b> Сработала пожарная сигнализация в ГА-315, ГА-604,-605,-606	<b>Непосредственная причина:</b> Ухудшение изоляции в электрических цепях автоматики из-за запаривания и повышения температуры в гермозоне код - 5.1.2.7.	<b>Корректирующие меры:</b> Разработать и реализовать мероприятия по исключению ложного срабатывания пожарной автоматики.
	<b>Коренная причина:</b> Недостаток проекта в выборе электрических кабелей с данным типом изоляции.	<b>Корректирующие меры:</b> Обязать проектную организацию обосновать выбор эл.кабелей
<b>Аномальное событие №23 (оборудование)</b> При работе системы САОЗ зафиксирован минимальный уровень в ГА-201 (169 см)	<b>Непосредственная причина:</b> Не попадание воды в ГА-201 из застойных зон помещений гермооболочки	<b>Корректирующие меры:</b> Выполнить анализ причин скопления воды в застойных зонах помещений гермооболочки и ее не попадания в ГА-201
	<b>Коренная причина:</b> недостатки проектирования код - 5.2.2.	<b>Корректирующие меры:</b> Обязать проектную организацию ХИЭП разработать мероприятия по реконструкции строительной части.
<b>Аномальное событие №28 (оборудование)</b> Включение насоса TG13D01 при увеличении Т <sub>бв</sub> =38°С	<b>Непосредственная причина:</b> Рост температуры из-за попадания горячей воды из гермооболочки в бассейн выдержки.	<b>Корректирующие меры:</b> Провести анализ причин роста температуры бассейна выдержки
	<b>Коренная причина:</b> Отсутствие перекрытий	<b>Корректирующие меры:</b> Выполнить анализ эксплуатационной

		документации по ТТО БВ и шахт ревизии
<b>Аномальное событие №37 (оборудование)</b> Сработала автоматика системы пожаротушения пом. АЭ-506/1 и кабельных шахт 2, 4 I СБ. Попадание воды в помещение УКТС СБ-1	<b>Непосредственная причина:</b> Запаривание и повышение температуры в ГО. Сработали пожарные извещатели ДИП-1.	<b>Корректирующие меры:</b> Разработать и реализовать мероприятия по исключению ложного срабатывания пожарной автоматики.
	<b>Коренная причина:</b> Наличие не плотностей в строительных конструкциях помещений	<b>Корректирующие меры:</b> Выполнить герметизацию строительных конструкций
<b>Аномальное событие №46 (оборудование)</b>	<b>Непосредственная причина:</b>	<b>Корректирующие меры:</b>
Во время подачи азота в КД, УР23S01 открылся при Ра.з.=5.0кгс/см <sup>2</sup>	Вероятная причина, подача напряжения в схему управления электромагнитов ИК УР23S03,S04	Разработать детальную, пошаговую инструкцию проверки и испытаний системы ИПУ КД.
	<b>Коренная причина:</b> Не определена	<b>Корректирующие меры:</b> Не предложены.

## 5. Вопросы и замечания к отчету<sup>13</sup>.

1. В отчете не указано о нарушении условий безопасной эксплуатации. Согласно акта 01.ЭТ.УР.Ак. 1809 “Проведение испытаний ИПУ КД на плотность” величина среднечасовой суммарной протечки в барботер УР20В01 через ИПУ КД превысила допустимую величину на 166 кг/час и составила 416 кг/час, что является нарушением условий безопасной эксплуатации для системы защиты 1 контура от избыточного давления. (Технологический регламент безопасной эксплуатации. п. 5.2.1.3)
2. В отчете не рассмотрены и не проанализированы все аномальные события и следовательно не приведены непосредственные и коренные причины нарушений. Не отмечено также, что одним из аномальных событий является недостатки программы испытаний ИПУ КД, не учитывающей требования ТРБЭ по величине протечек через клапаны.
3. Персонал нарушил требования ТРБЭ и не перевел РУ в “холодное” состояние, после того как была обнаружена протечка через ИПУ КД, превышающая 250 кг/час. (Технологический регламент безопасной эксплуатации. П.п. 6.1.3.6.3, 7.3.2.)
4. Комиссией не определены причины несоответствия значений давлений открытия-закрытия ИПУ КД и включения электромагнитов ИК регламентируемым таблицей 5.2.1.3-1 ТРБЭ.  
Для клапана УР21S01 величина давления открытия составила 180,5 кгс/см<sup>2</sup> (182 кгс/см<sup>2</sup> по оперативным записям НСБ и ВИУР) при регламентируемом 185 кгс/см<sup>2</sup>. Давление закрытия соответствует регламентному.

<sup>13</sup> Замечания и рекомендации сформулированы специалистами ГНТЦ ЯРБ при анализе отчета АЭС

Для клапанов YP22,23S01 величины давления открытия составили соответственно 173,2 кгс/см<sup>2</sup> и 185,9 кгс/см<sup>2</sup> (173 кгс/см<sup>2</sup>, 187 кгс/см<sup>2</sup> по оперативным записям НСБ и ВИУР) при регламентируемом 196 кгс/см<sup>2</sup>. Величина давления закрытия клапана YP22S01 составила 163,9 кгс/см<sup>2</sup> (162 кгс/см<sup>2</sup> по оперативным записям НСБ и ВИУР) при регламентируемом 182 кгс/см<sup>2</sup>.

5. Необходимо отметить, что проверка настройки ИК YP21S03,S04 контрольного клапана YP21S01, а также определение величин давления, при которых запитались электромагниты ИК, не проводилась (проектные величины давления срабатывания ИК 192 кгс/см<sup>2</sup> и запитки электромагнитов 180 кгс/см<sup>2</sup> соответственно).

6. При описании последовательности событий нарушена хронология, а именно, давление в гермооболочке должно повышаться после разрыва мембраны ББ. По отчету следует, что разрыв мембраны происходит позже (через 38 сек после повышения давления в гермооболочке).

7. Система TL21 не должна находиться в работе при состоянии реакторной установки “горячий останов”. Включение системы в работу должно производиться только при холодном состоянии реактора перед выводом блока на ППР.

8. По хронологической последовательности событий, представленной в отчете, понижение уровня в баке-приямке ГА-201 до минимального (169 см) произошло в период работы:

- 2-х насосов TQ13,23D01 в течении 38 мин, с расходом 170м<sup>3</sup>/ч каждый, в I контур;
- 3-х насосов TQ11, 21, 31D01 в течении 9 мин, с расходом 700м<sup>3</sup>/ч каждый, на орошение гермообъема.

Кроме этого, в гермообъем за этот период поступило порядка:

- 40м<sup>3</sup> раствора борной кислоты из баков TQ13,23, 33B01;
- 160м<sup>3</sup> раствора борной кислоты из 4-х гидроемкостей CAO3;
- 15м<sup>3</sup> воды I контура

Таким образом из бака ГА-201 было выкачано около 240м<sup>3</sup> воды насосами TQ13,23D01 и 330м<sup>3</sup> воды насосами TQ11, 21, 31D01, всего 570м<sup>3</sup>. Суммарное поступление воды в гермообъем из других емкостей составило около 210м<sup>3</sup>.

В отчете не приводится информация о том, куда поступала накопленная вода в гермообъеме.

Не выполнен осмотр и фиксация застойных паразитных зон, обуславливающих не попадание воды в ГА-201.

9. В отчете комиссии, при описании хронологии событий, не отражено состояние ИК YP23S03,04 после подачи питания на электромагниты. По объяснительной ВИУБ от 20.04.95 следует, что напряжение было подано на электромагниты ИК YP21S03,04 контрольного ИПК. В приложенной к отчету копии оперативного журнала ВИУР, информация по этой операции отсутствует. Таким образом возможны ошибочные действия персонала, приведшие к невозможности принудительного закрытия клапана.

## **6 Рекомендации**

По мнению НТЦ ЯРБ эксплуатирующая организация Запорожская АЭС и Госкоматом Украины должны обязать проектные организации разработать:

- проекты реконструкции узлов обвязки ИПУ КД со всеми типами реакторов типа ВВЭР;
- технические мероприятия по исключению опорожнения бака ГА-201 при работе САОЗ и спринклерной системы по прямому назначению, включая проект реконструкции строительной части по исключению застойных зон;
- проекты реконструкции систем АПТ для исключения их ложного срабатывания при авариях с запариванием гермообъема;
- в случае появления воды в смежных с гермообъемом помещениях обстройки, выполнять химический анализ на наличие бора и контроль радиоактивности.

### **5.4. Порядок расследования**

Каждое нарушение, которое подлежит учету соответственно Положению, расследуется комиссией на протяжении 15 суток с момента его возникновения.

Состав комиссии по расследованию нарушений зависит от его тяжести. По нарушениям в работе АЭС категорий:

- А01, А02, А03, А04, П01 комиссия по расследованию нарушения в работе АЭС создается Министерством топлива и энергетики Украины при участии органов государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности и других министерств и ведомств.
- П02, П03, П04, П06 комиссия по расследованию нарушения в работе АЭС создается администрацией АЭС по согласованию с эксплуатирующей организацией.
- П05, П07, П08, П09, П10 комиссия по расследованию нарушения в работе АЭС создается администрацией АЭС.

Состав комиссии по расследованию и ее председатель определяются приказом ведомства, предприятия, которое назначает комиссию. Привлечение к работе в комиссии представителей организаций, предприятий, которые принимали участие в конструировании, проектировании, сооружении АС, изготовлении, монтаже, наладивании и ремонте оборудования, которое отказало или повреждено, проводится при необходимости (определяет глава комиссии).

К началу проведения расследования руководство АС обязано принять меры относительно сохранения обстановки в месте нарушения такой, которой она была на момент нарушения; прекратить все работы на установках и оборудовании, где произошло нарушение, если это не представляет опасности для жизни людей и не вызывает дальнейшего развития нарушения.

Пуск энергоблока после остановки, связанной с повреждением или непроектной работой оборудования, важного для безопасности, разрешается после письменного подтверждения руководством АС устранения причин нарушения и выполнении необходимых корректирующих мероприятий,

определенных комиссией по расследованию нарушения, и согласования с ГИЯРУ.

В отдельных случаях допускается введение в работу энергоблока до окончания выяснения причин, если оборудование, отказ или повреждения которого привели к нарушению, можно временно вывести из эксплуатации или заменить. Решение по этому вопросу принимается руководством АС по согласованию с ГИЯРУ.

При анализе причин, оценке нарушения в работе АС с точки зрения безопасности, разработке корректирующих мероприятий по ликвидации последствий нарушения, предотвращению их повторения комиссия по расследованию должна руководствоваться требованиями Положения по содержанию отчета о расследовании нарушения в работе АС и Методики анализа нарушений в работе АС. В Методике представлена систематизированная последовательность действий, рекомендованных при проведении расследования нарушения, разработанная на основе методологии ASSET, которая концентрируется на определении и устранении недостатков в станционной программе надзора за оборудованием, документацией и персоналом.

Расследования считается законченным после подписания отчета всеми членами и главой комиссии.

## **5.5. Авария на АЭС Фукусима-1**

### **5.5.1. Общие сведения**

11 марта 2011 в 14: 46 по местному времени в Японии произошло землетрясение силой до 9 баллов по шкале Рихтера - самое мощное и разрушительное за весь период наблюдений на территории Японии. Эпицентр находился в океане, северо-восточнее острова Хонсю, поэтому основной удар стихии (ударной волны а также 14-метровой волны цунами) пришелся на жилые и промышленные районы именно на северо-восточном побережье острова.

Кроме огромных разрушений и большого числа жертв стихия явилась причиной крупной ядерной аварии на атомной электростанции Фукусима-I. Подземные толчки привели к автоматической остановке более десятка энергоблоков 4-х АЭС, расположенных в относительной близости друг от друга: это Фукусима-I, Фукусима-II, Онагава и Токай. Однако, дальнейшее развитие событий имело катастрофический характер только на АЭС Фукусима-I.

АЭС принадлежит японской корпорации TEPCO - «Tokyo Electric Power Corporation». Все шесть ядерных реакторов станции BWR (Boiling Water Reactor) - кипящие реакторы корпусного типа в одноконтурном исполнении, построенные либо американской фирмой «Дженерал электрик», либо компаниями с ее участием, совместно с «Hitachi» и «Toshiba». Их электрическая мощность:



Блок № 1-- 439 МВт, запущен в марте 1971;  
Блок № 2-- 760 МВт, запущен в июле 1974 г;  
Блок № 3--760 МВт, запущен в марте 1976 г;  
Блок № 4--760 МВт, запущен в октябре 1978 г;  
Блок №5 --760 МВт, запущен в апреле 1978 г;  
Блок №6 --1067 МВт, запущен в октябре 1979 г.

На момент начала землетрясения на АЭС Фукусима-I в работе находились энергоблоки № 1, 2, 3. Энергоблоки № 4, 5, 6 были выведены на плановый ремонт, т.е. находились в режиме «холодный останов» (давление в корпусе реакторов незначительно отличается от атмосферного, а температура в активной зоне для теплоносителя не превышает 100 С).

Японские АЭС спроектированы с расчетом на определенную интенсивность землетрясения. В качестве проектных параметров, при которых должна сохраняться безопасность, для АЭС «Фукусима-I» были установлены горизонтальные ускорения грунта 438—489 Гал (1 Гал = 1 см/с<sup>2</sup>, или 0,001018 g), для АЭС «Фукусима-II» — 415—434 Гал, вероятная высота цунами— 5,7 м и 5,2 м соответственно. При землетрясении 11 марта высота цунами составила 14м.

### **5.5.2. Описание конструкций**

Общий вид реакторного отделения (РО) энергоблока с BWR-3, 4 представлен на рис. 5.4. Его особенностью являются относительно компактные размеры здания РО. Это объясняется отсутствием парогенераторов в составе реакторной установки. Пар производится прямо в активной зоне реактора, благодаря кипению теплоносителя, движется восходящим потоком в верхнюю часть корпуса реактора, последовательно проходя через сепаратор пароводяной смеси (сборка стальных жалюзи), а затем через пароосушитель (сборка цилиндрических циклонов). Далее сухой насыщенный пар по главным паропроводам подается на турбогенератор и на другие потребители пара паротурбинной установки.

Защитная оболочка или система контейнмента первого контура, состоит из имеющего форму луковицы стального сухого бокса (drywell), или корпуса контейнмента, окруженного железобетонной оболочкой и связанного с расположенной ниже камерой (wetwell) в форме тора, предназначенной для снижения давления в контейнменте. При нормальном функционировании АЭС пространство контейнмента и камеры снижения давления заполнены азотом и вода в камере находится при температуре окружающей среды. При аварии с потерей теплоносителя (loss-of-coolant accident — LOCA) пар из сухого бокса по вентиляционным трубам сбрасывается в бассейн камеры снижения давления (рис. 5.7), где он конденсируется. Пар из корпуса реактора также может сбрасываться в камеру через предохранительные клапаны и соответствующие трубопроводы. Водород в камере находится в газообразном состоянии, что ведет к повышению давления в системе. При

закипании воды в камере образуется пар; в этом случае активизируются аварийные системы охлаждения камеры. Избыточное давление в камере может сбрасываться при открытии клапана во вторичный контеймент, которым является реакторное здание, или через вентиляционную трубу.

Вторичный контеймент (реакторное здание) не рассчитан на высокое давление. В нем размещаются аварийные системы охлаждения и бассейн с ОЯТ. Имеется также система охлаждения оболочки активной зоны (АЗ) (Reactor Core Isolation Cooling — RCIC) с энергоснабжением от небольшой паровой турбины, использующей пар, образующийся при отводе остаточного тепловыделения радиоактивного распада. Вода, инжестируемая в реактор системой RCIC, поступает из резервуара конденсатора или из камеры снижения давления.

Аварийная система охлаждения (Emergency Core Cooling System — ECCS) является следующей резервной системой охлаждения и состоит из двух инъекционных подсистем высокого и низкого давления. Насосы системы инъекции охлаждающей воды высокого давления (High Pressure Coolant Injection — HPCI) приводятся в действие паровыми турбинами. Вода поступает из камеры снижения давления или из специального резервуара. В системе низкого давления (менее 700 кПа) используются электронасосы. Вода поступает из камеры снижения давления и системы впрыска в АЗ (также с электроприводом). Для обеих подсистем требуется электропитание для управления клапанами и других операций. Для этого в дополнение к генераторам используются электроаккумуляторы. В 1990-е гг. ТЕРСО установила систему инъекции воды из пожарной системы в систему RHR (инжекция через сопла струйных насосов) в рамках мер по управлению крупной аварией [140].

Для барботаж пар подается по опускающим патрубкам, заглубленным на несколько метров под слой воды в баке-барботере. Более подробно схема реакторного отделения и гермооболочки показана на Рис. 5.5. Здесь же указано и функциональное назначение основных элементов конструкции реакторной установки. Проектом реакторной установки предусмотрены системы для организации отвода остаточных энерговыделений. Так, на рисунке 5.7 с функциональной схемой ЯЭУ показана основная система отвода остаточных тепловыделений со своим электронасосом и теплообменником, охлаждаемым технической водой. Условием ее использования является наличие напряжения переменного тока для обеспечения им циркуляционного насоса и насоса перекачки технической воды.

Кроме того, проектом предусмотрены:

- автономная система отвода остаточных тепловыделений от ядерного топлива, использующая генерируемый в активной зоне пар для работы турбопривода насоса, предназначенного для подпитки реактора чистой водой из бака барботера;

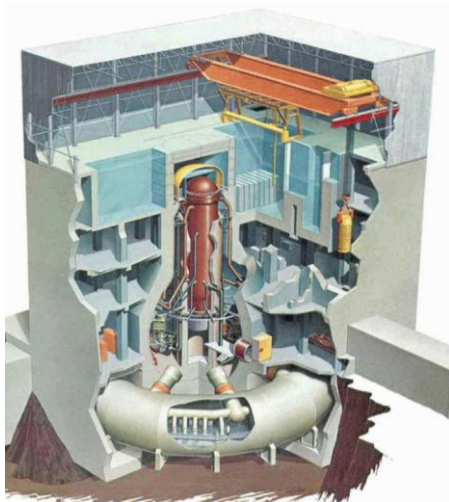
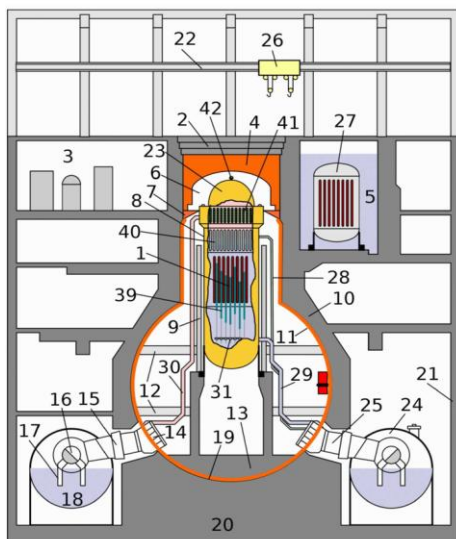


Рис.5.4.Общий вид реакторного отделения энергоблока с BWR-3, 4



1	Активная зона
2	Бетонная заглушка
3	Бокс вспомогательного оборудования
4	Головка шахты реактора
5	Бассейн выдержки отработавшего ЯТ
6	Перегрузочный люк
7	Бурт шахты реактора
8	Корпус реактора
9	Биологическая защита
10	Бетонная оболочка (наруж.)
11	Стальная облицовка шахты реактора
12	Радиальные балки
13	Бетонный монолит
14	Направляющий козырек
15	Сифонный компенсатор
16	Вентиляционный коллектор
17	Опускная труба
18	Вода в барботере
19	Закладная часть облицовки
20	Фундамент
21	Обстройка реакторного отделения
22	Рельсы перегруз, машины
23	Люк для перегрузки ЯТ
24	Бак-барботер
25	Сбросной патрубок
26	Кран перегруз, машины
27	Отработавшее топливо
28	Подача охлад. воды
29	Подача питательн. воды
30	Пар на турбину
31	Приводы стержней СУЗ
39	Стержни СУЗ
40	Сепаратор пара
41	Пароосушитель
42	Клапан сброса давления из корпуса реактора

Рис.5.5. Основные элементы конструкции РУ энергоблока с BWR-3, 4

- система очистки теплоносителя, которая принципиально позволяет отводить остаточные тепловыделения от ТВС при относительно невысокой их мощности, соответственно тепловой мощности теплообменника системы очистки. Обязательным условием использования системы является наличие напряжения переменного тока для обеспечения им циркуляционного насоса системы очистки и насоса перекачки технической воды;

- система аварийного ввода бора при обнаружении отказов в работе подвижных поглотителей нейтронов (стержней регулирования и аварийной защиты). Однако емкость с запасом борного концентрата может быть использована для подпитки реактора в случае аварийного снижения уровня в нем.

Непременным условием использования этой системы также есть наличие напряжения переменного тока для работы циркуляционного насоса аварийного введения бора.

### 5.5.3. Описание аварии.

Таким образом, главным препятствием для организации нормального отвода остаточных тепловыделений из активных зон реакторов и бассейнов выдержки отработавших ТВС на протяжении первых десяти дней с начала аварии на АЭС Фукусима-I было отсутствие источников электроснабжения энергоблоков достаточной мощности для обеспечения им штатных систем безопасности, рис.5.6. Дело в том, что мобильные дизель-генераторы небольшой мощности появились на площадке АЭС еще в первый день аварии 11 марта, однако с их помощью нельзя было решить проблему ввода в действие достаточно мощных насосов штатных систем отвода остаточных тепловыделений.

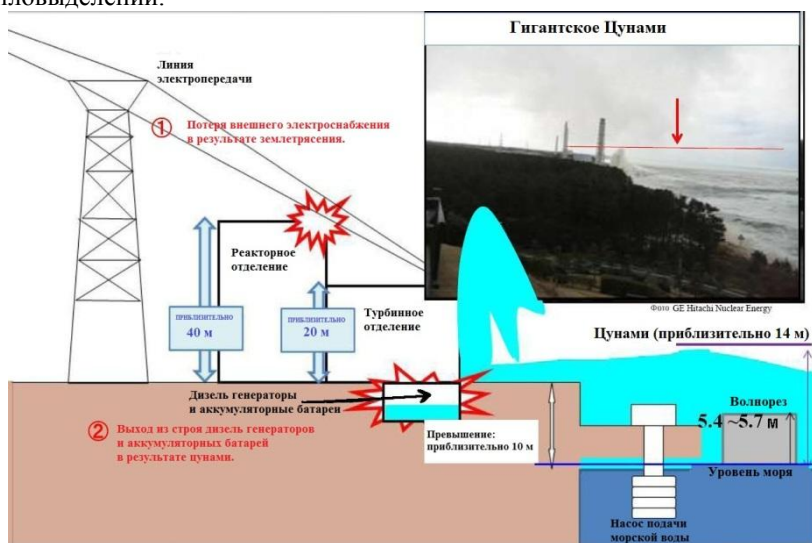


Рис.5.6. Потеря внешнего и аварийного электроснабжения.

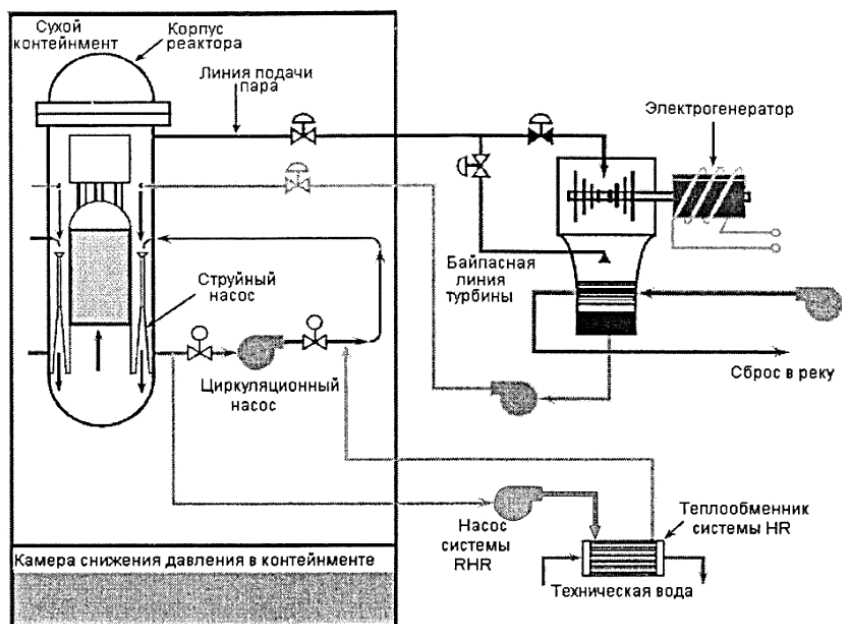


Рис.5.7. Схема охлаждения BWR.

По оценочным расчетам на энергоблоке № 1 АЭС Фукусима-I через 1 час после останова в активной зоне реактора каждую секунду испарялось 11.4 кг воды. Для поддержания уровня воды в активной зоне реактора на одной и той же высотной отметке требовалось подавать в активную зону такое же количество охлаждающей воды для компенсации той, что испарилась. Массовый расход в 11.4 кг/с соответствует 41 тонне в час. Именно такой расход должен был быть обеспечен насосом для подпитки реактора, чтобы не допустить снижения уровня теплоносителя в корпусе реактора и его активной зоне. В противном случае снижение уровня в активной зоне и оголение греющей поверхности твэлов приводит к кризису теплоотдачи, когда из-за слишком низкой теплопроводности пара поток тепла от твэлов к пару падает в десятки раз. При этом происходит накопление энергии внутри таблеток ядерного топлива и быстрый рост температуры вплоть до достижения температуры плавления, т.е. до термического разрушения активной зоны реактора.

Для реакторов энергоблоков № 2 и № 3 АЭС Фукусима-I, имеющих тепловую мощность почти вдвое выше, чем на блоке № 1, для оценки мощности остаточных тепловыделений и необходимого расхода охлаждающей воды в реактор - достаточно увеличить вдвое данные, полученные для 1-го энергоблока.

К сожалению, охлаждающая вода в указанных количествах на энергоблоки № 1, 2, 3 и 4 не подавалась - не хватало мощностей, что привело к плавлению ядерного топлива в ТВС на всех указанных выше блоках.

Подтверждением тому является еще одно крайне неприятное и опасное природное явление: пароциркониевая реакция. При значительном повышении температуры ядерного топлива, а вследствие этого - и циркониевых оболочек тепловыделяющих элементов ТВС (более 1000°C) начинается химическая реакция циркония с водяным паром - пароциркониевая реакция, при которой происходит окисление циркония с одновременным выделением свободного водорода и кислорода с возможным образованием «гремучей» смеси.

Именно взрывы «гремучей» смеси привели к разрушению верхних этажей зданий реакторных отделений энергоблоков № 1, 2, 3 и 4.

Каждый раз это происходило после вентиляции (сброса в атмосферу) радиоактивного пара из гермозон обсуждаемых энергоблоков при повышении в них давления до 8 кг/см<sup>2</sup> - т.е. выше проектного предела в 4 кг/см<sup>2</sup>.

На момент землетрясения на АЭС «Фукусима-1» в эксплуатации находились энергоблоки №№ 1—3. Реакторы были автоматически заглушены, но во время землетрясения были повреждены трубопроводы, арматура и другие конструкции. Этот вывод сделан на основании высоких уровней мощности дозы, измеренных в реакторных зданиях дистанционно управляемыми роботами и персоналом в апреле-мае. Отвод остаточного тепловыделения осуществляла система RHR, оборудованная электронасосами, которые из-за потери основного источника энергоснабжения из-за землетрясения заменили аварийные дизель-генераторы, но они остановились после воздействия цунами, что привело к развитию чрезвычайной ситуации и эвакуации персонала. Примерно девять часов спустя на АЭС были доставлены передвижные источники питания. Для функционирования системы RHR на энергоблоках № 1-3 мощности аккумуляторов было недостаточно, и, очевидно, их емкости были исчерпаны приблизительно в течение 8 часов.

Примерно час спустя после автоматического останова реакторов тепловыделение АЗ составляло 1,5% от номинальной тепловой мощности, т.е. примерно 22 МВт на энергоблоке № 1 и 33 МВт — на энергоблоках №№ 2 и 3. Без отвода тепла это привело к образованию большого количества пара в АЗ. Пар конденсировался в камере снижения давления под реактором внутри контейнмента, но температура и давление внутри камеры и реактора быстро увеличились. В 16:36 на энергоблоках № 1 и 2 инъекция воды с использованием аварийной системы ECCS прекратилась [140].

Затопление станции волной цунами, последовавшей спустя 45 минут (15:30), привело к отключению источников питания и ухудшению аварийной ситуации. Потеря охлаждения реакторов и бассейнов с ОЯТ вызвала перегрев и расплавление топлива. На энергоблоках № 1—4 произошли взрывы водорода.

**Энергоблок № 1.** На энергоблоке № 1 аварийная ситуация, возникшая в связи с частичной потерей теплоносителя еще до воздействия цунами,

наиболее быстро развивалась. В конструкции энергоблока № 1 предусмотрена аварийная система охлаждения с помощью конденсаторов пара (isolation condenser - IC), которая вводится в действие при отсечении подачи пара на турбину во время отключения реактора (изоляции реактора). Охлажденный конденсат возвращается в реактор. Охлаждающая вода в конденсаторах нагревается и выкипает, поэтому необходима постоянная подпитка холодной воды с помощью насосов. Эта система псевдопассивная, так как для работы насосов используется источник постоянного тока. Система IC была активизирована в 14:52, но через 10 минут (в 15:03) клапаны подачи конденсата в реактор были вручную закрыты оператором, вероятно, из-за слишком резкого снижения давления и температуры в реакторе при поступлении холодной воды. При закрытии клапанов подачи пара на турбину давление в реакторе увеличилось с 6,8 МПа (рабочий уровень) до 7,2 МПа, но при активизации системы IC резко упало до 4,5 МПа, а температура снизилась с 272 до 122—140°C (по данным двух датчиков). Однако по инструкции темпы изменения температуры корпуса реактора не должны превышать 55°C/ч вследствие возможного нарушения целостности первого контура, вызванного повышением напряжений в конструкционных материалах. После отключения системы IC давление в реакторе стало повышаться, но поступление конденсата прекратилось, и уровень воды снизился за минуту с 120 до 80 см (до аварии уровень составлял 91 см). Аварийные дизель-генераторы, расположенные на нижних этажах реакторного здания, были залиты водой во время цунами, и в 15:37 произошла полная потеря источников переменного тока и обесточивание измерительных приборов, поэтому точных данных о функционировании системы IC нет. Согласно данным ТЕРСО, система IC энергоблока № 1 находилась в активном состоянии с 18:10 до 18:25 и с 21:30 до 1:48 12 марта (по другим сообщениям, подключения и отключения в этот период осуществлялись через 30 мин) и была окончательно отключена вследствие разрядки аккумулятора. Система рассчитана на расхолаживание реактора примерно в течение 8 ч даже в случае полной потери внешнего энергоснабжения, и если бы она функционировала в штатном режиме, это могло бы отсрочить расплавление топлива [141,142].

Полная потеря охлаждения на первом энергоблоке после цунами привела к выкипанию воды и резкому повышению температуры топлива. Компьютерное моделирование, проведенное в ТЕРСО, показывает, что к 18 ч 11 марта уровень воды снизился до верхнего края АЗ, через час топливо оказалось практически полностью открытым, и вследствие перегрева началось разрушение оболочек твэлов (рис. 5.8).

Около 19:30, через 4,5 ч после подземного толчка, в центре нижней части АЗ появились первые повреждения твэлов. Спустя 40 мин значительное повреждение и расплавление топлива затронуло всю центральную часть АЗ (рис. 5.9). Примерно через два часа температура в АЗ достигла 2800 °С. Подача воды в реактор с помощью пожарного насоса возобновилась в 5:50 12

марта, но к этому времени, т.е. через 15 ч после землетрясения, все топливо расплавилось и стекло вниз реактора, образуя кориум. Подача несоленой воды в реактор прекратилась в 14:50 12 марта. Спустя пять часов, в 20:20, начата инъекция морской воды, но эта операция только поддерживала охлаждение кориума [140-142].

Разрушение топливных оболочек и образование водорода привело к значительному росту давления в реакторе. Персонал делал попытки сбрасывать пар, поступающий в камеру снижения давления (бассейн-барботер). Сброс избыточного давления из камеры осуществляется в реакторное здание или через вентиляционную трубу. В результате плавления топлива могло образоваться примерно 800 кг водорода (рис. 5.10). Сбросы давления начали слишком поздно, когда топливо уже начало плавиться. Спустя 12 ч после отключения реактора давление в контейнменте достигло 850 кПа (изб.), что в два раза превышает проектный уровень (430 кПа). В результате 12 марта в 15:36 произошел сильный взрыв, разрушивший верхнюю часть здания. Взрыв мог произойти вследствие отказа в системе вентилирования блока. ТЕРСО предполагает, что клапан, предназначенный для предотвращения обратного потока водорода в здание контейнмента, не был закрыт 12 марта.

В ТЕРСО полагают, что расплавленное топливо прожгло небольшие отверстия в днище корпуса реактора (повреждения возможны в местах сварки и ввода регулирующих стержней). По оценкам, через 18 ч после землетрясения произошло повреждение контейнмента с образованием отверстия диаметром 3 см, который увеличился до 7 см спустя 50 ч после землетрясения.

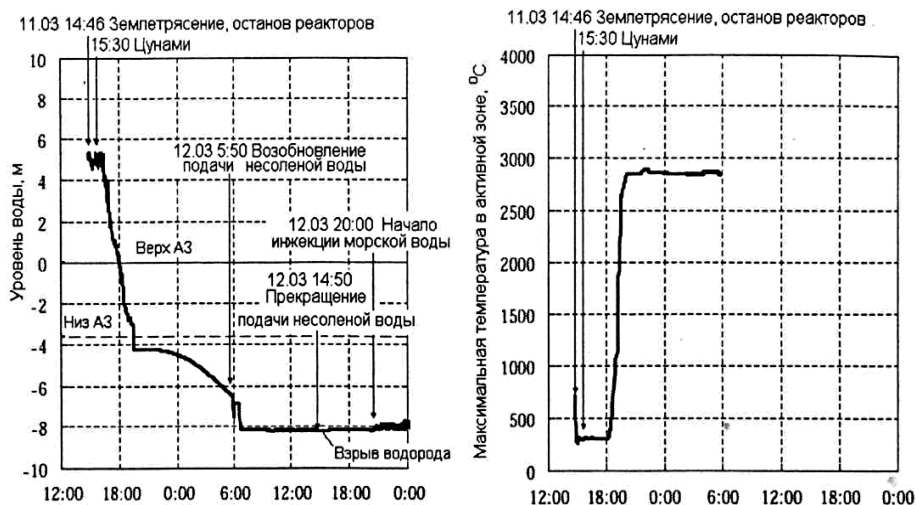


Рис.5.8. Изменение уровня воды (а) и температуры топлива (б) в реакторе энергоблока №1



#### 5.5.4. Моделирование повреждений активной зоны

Расплавление топлива через 15ч, повреждение дна реактора по результатам моделирования представлено на рис. 5.9. Моделирование изменения температуры и количества водорода, который образовался, в реакторах №№ 1-3 представлено на рис. 5.10 (в скобках указано время после землетрясения).

Однако, по мнению ТЕРСО, изменение показаний по давлению может также объясняться отказом измерительных приборов. Температура контейнмента увеличилась до 300 °С (допустимая проектная температура — 138 °С). При этом могли быть повреждены металлические и резиновые уплотнения, что привело к утечке пара и воды, подаваемой для охлаждения. Вода, содержащая растворимые радиоактивные вещества (РВ), скапливалась в цокольном этаже. В реакторном здании энергоблока № 1 наблюдался самый высокий уровень радиации, что препятствовало доступу в ряд помещений. Первоначально в ТЕРСО предполагали, что высокий фон связан с выходом радиоактивного пара, но, по последним оценкам, в качестве одной из причин называется повреждение конструкций реактора при землетрясении, что привело к очень быстрой утечке воды [143].

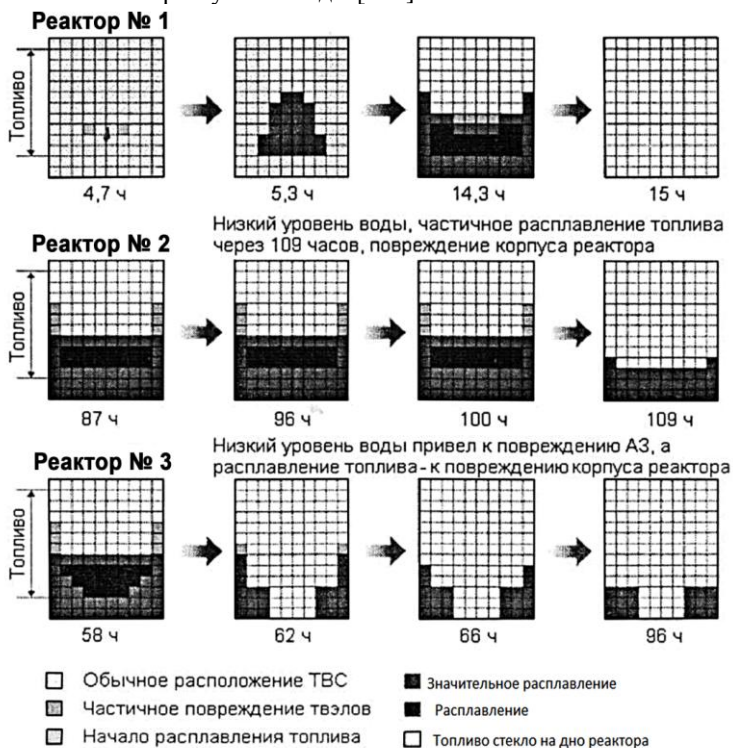


Рис.5.9. Моделирование повреждений активной зоны реакторов №1,2 и 3 (указано время от момента землетрясения)

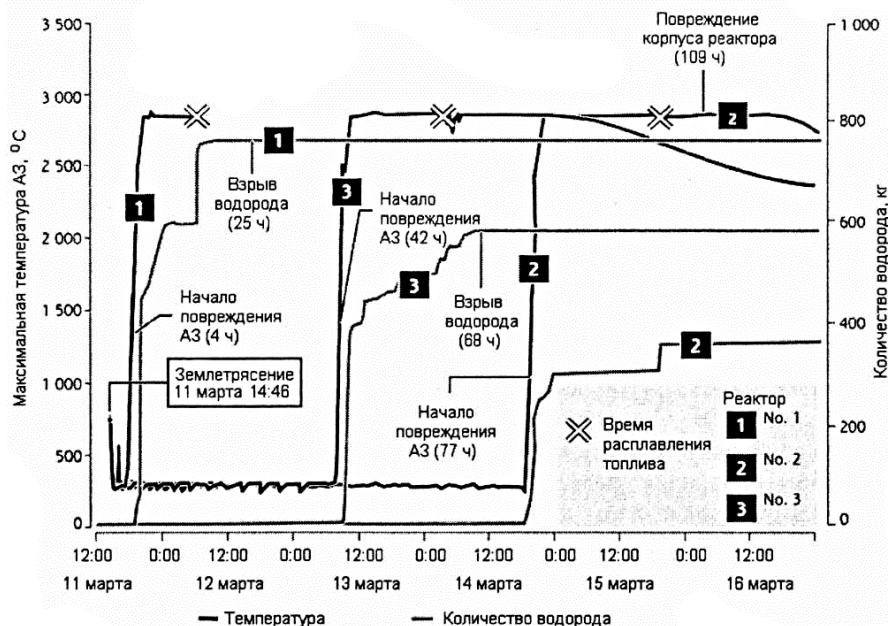


Рис. 5.10. Моделирование изменения температуры и количества образовавшегося водорода в реакторах № 1—3 (в скобках указано время после землетрясения)

### 5.5.5. Энергоблоки № 2 и 3.

На энергоблоках № 2 и 3 степень повреждения топлива меньше, чем на первом энергоблоке, но большая часть топлива также подверглась расплавлению (рис. 5.9 и 5.10). Также предполагается повреждение корпусов реакторов, но топливо продолжает удерживаться внутри реактора. Точные данные об уровне воды в реакторах отсутствуют, и расчеты ТЕРСО предполагают два сценария: по первому — нижняя часть ТВС погружена в воду, по второму — топливо полностью оголено.

На энергоблоке № 2 аварийные системы охлаждения так же, как на первом энергоблоке, отключились с потерей энергоснабжения после цунами. Система охлаждения ИС функционировала в течение трех дней, до 13:25 14 марта. Операторы периодически отключали ее в зависимости от колебаний уровня воды в реакторе. В тот же день в 16:34 началось закачивание морской воды, но уровень воды в реакторе продолжал снижаться. К 18 ч уровень воды снизился до верха АЗ, и через час она полностью открылась (спустя 75 ч после землетрясения). По первому сценарию, топливо начало плавиться через 77 ч, началось образование водорода (по расчетам — от 350 до 800 кг), и 15 марта в 6:14 (через 87 ч после землетрясения) произошел взрыв в камере снижения давления. Взрыв на втором энергоблоке был менее сильным,

возможно, из-за того, что на нем был раньше открыт вентиляционный люк в крыше здания.

По оценкам, спустя примерно неделю около 50% топлива могло превратиться в расплавленную массу. При полном открытии АЗ плавление топлива быстро прогрессировало после взрыва водорода, и 80% топлива расплавилось и стекло на дно реактора спустя 109 ч. При этом, возможно, произошло повреждение корпуса реактора. Анализируя данные о флуктуации давления в контейнменте, специалисты ТЕРСО пришли к заключению о возможном образовании трещины или отверстия диаметром 10 см в стене контейнмента, через которое произошел выброс пара спустя 21 ч после землетрясения. Если бы не было утечки, рост давления был бы более быстрым. Однако это предположение еще не подтверждено [144].

На энергоблоке № 3 ухудшение условий охлаждения АЗ началось спустя 36 ч после землетрясения. После отключения дизель-генераторов использовались система IC (до 11:36 12 марта) и система охлаждения высокого давления, которая перестала функционировать в 2:42 13 марта после падения давления в реакторе. За два часа давление в реакторе выросло с 0,58 до 7 МПа. После сброса пара началось плавление топлива. Подача воды была восстановлена в 9:25, спустя 7 ч после потери охлаждения, но, по мнению специалистов компании, условия в реакторе продолжали ухудшаться. При обоих рассматриваемых сценариях снижение уровня воды ниже верха ТВС произошло спустя примерно 40 ч после землетрясения и через 42 ч началось расплавление топлива. В сценарии с полным отсутствием воды в АЗ расплавление топлива произошло, примерно через 60 ч, и корпус реактора мог быть поврежден через 66 ч после землетрясения.

Предполагается также повреждение камеры снижения давления после вытекания расплавленного топлива из реактора. Несмотря на попытки сброса пара из контейнмента 12 и 13 марта, количество образовавшегося водорода достигло около 600 кг, и 14 марта в 11:01 произошел взрыв водорода в верхней части здания. По оценкам, в худшем варианте примерно 59% циркония прореагировало с водой с образованием водорода. Если охлаждение было более эффективным, то корпус реактора может быть не поврежден, но тогда с водой прореагировало около 70% циркония [144].

ТЕРСО представила данные, на основании которых предполагается возможное повреждение важного трубопровода подачи воды в аварийной системе охлаждения высокого давления на энергоблоке № 3 во время землетрясения. Система была подключена вскоре после полуночи 12 марта, и через 6 ч давление в реакторе упало с 75 до 10 атмосфер, что можно объяснить повреждением в системе трубопроводов. Давление в контейнменте в это время также снизилось. Повреждение ключевой системы аварийного охлаждения ставит вопрос о пересмотре проектных показателей сейсмостойкости на всех АЭС Японии. Однако компания отказалась подтвердить, что это связано с воздействием подземных толчков, и предполагает неправильное показание датчиков.

#### **5.5.6. Энергоблок № 4.**

Взрыв на энергоблоке № 4 АЭС Фукусима-1», произошедший 15 марта, мог быть вызван попаданием водорода из энергоблока № 3. Первоначально предполагалось, что причиной взрыва на блоке № 4 послужило выделение водорода из поврежденных ТВС в бассейне с ОЯТ. Однако фотографии бассейна, сделанные в апреле, показали отсутствие повреждения ТВС. Специалисты компании полагают, что в процессе вентиляции контейнмента энергоблока № 3 водород мог попасть внутрь реакторного здания энергоблока № 4 через общий воздуховод. В результате скопление водорода в верхней части здания реактора энергоблока № 4 могло привести к взрыву, а последовавший за ним пожар мог быть вызван горюче-смазочными материалами [140].

#### **5.5.7. Бассейны выдержки ОЯТ.**

Снижение уровня воды в приреакторных бассейнах создало дополнительные проблемы на АЭС «Фукусима-1». Основной причиной, вероятно, послужило повышение температуры вследствие нарушения циркуляции охлаждающей воды, особенно, в наиболее загруженном бассейне энергоблока №4. С 15 марта восполнение запаса воды в бассейнах энергоблоков №№ 3 и 4 становится более важной проблемой на АЭС. Вода заливалась через отверстия в крыше и защитной оболочке. Для подачи воды с земли использовались пожарные машины, затем 22 марта была задействована машина с бетононасосом и стрелой длиной 58 м, что позволило более точно заполнять водой бассейны энергоблоков №№ 1, 3 и 4, стены которых частично разрушены. По состоянию на 22 марта сообщалось, что в бассейнах энергоблоков №№ 2—4 запасы воды пополнены. 19 марта температура воды в бассейне энергоблока № 4 снизилась до 48°C [140].

АЭС «Фукусима-П». Энергоблоки №№ 1 - 4 были автоматически остановлены после землетрясения, но при воздействии цунами произошло нарушение охлаждения. К 16 марта все четыре энергоблока были переведены в режим «холодного останова», при котором температура АЗ не превышает 100 °С при атмосферном давлении (101 кПа), но требуется циркуляция воды [140].

Обстановка за пределами площадки АЭС «Фукусима-1». Чрезвычайная ситуация на АЭС «Фукусима-1» была объявлена 11 марта в 19:03, после этого началась эвакуация населения в пределах 2-километровой зоны. 12 марта в 18:25 зона эвакуации была расширена до 20 км. 25 марта была предложена добровольная эвакуация из 30-километровой зоны. Максимальная мощность дозы на расстоянии 1 км от площадки АЭС «Фукусима-1» составляла 146 мкЗв/ч. По информации группы экспертов МАГАТЭ, в зоне от 30 до 41 км от аварийной АЭС «Фукусима-1» мощность дозы изменялась от 0,9 до 17 мкЗв/ч (от 90 до 1700 мкР/ч). По состоянию на утро 28 марта в восьми из 47 префектур Японии зафиксировано поверхностное загрязнение

территории изотопами  $^{131}\text{I}$  и  $^{137}\text{Cs}$ . В шести префектурах (Тиба, Ибарак, Сайтама, Точиги, Токио и Ямагата) поверхностное загрязнение территории изотопом  $^{131}\text{I}$  достигало более 20 тыс. Бк/м<sup>2</sup>. Высокая концентрация РН зафиксирована в море к северу от АЭС «Фукусима-1»: предельно допустимая концентрация  $^{131}\text{I}$  была превышена в 1150 раз. Спустя несколько дней повышенная концентрация  $^{131}\text{I}$  была обнаружена к югу от станции.

#### **5.5.8. Ликвидация последствий аварии**

18 марта в крышах энергоблоков №№5 и 6 были сделаны по три отверстия диаметром 7,5 см для выпуска водорода, хотя температура воды в бассейнах увеличилась только до 69 °С.

19 марта были введены в действие насосы системы RHR, и температура в бассейнах снизилась. 22 марта ко всем энергоблокам АЭС «Фукусима-1» было подведено энергоснабжение от внешней сети. К 25 марта на всех энергоблоках, за исключением третьего, была возобновлена подача электроэнергии для питания контрольно-измерительного оборудования. С 25 марта была начата закачка пресной воды с борной кислотой сначала в реактор энергоблока № 2, затем и блоков №№ 1, 3. В связи с обнаруженными мощными источниками радиации на площадках энергоблоков №№ 1—4 сначала закачка осуществлялась дистанционно, посредством пожарной и другой специальной техники, затем вместо пожарных насосов начали использовать временные электрические насосы энергоблока.

Переход от охлаждения морской водой к пресной связан с тем, что непрерывная подача соленой воды на корпуса реакторов и в бассейны с ОЯТ может привести к возникновению коррозии, а соль из морской воды, осаждаясь, образует корку, которая будет препятствовать циркуляции воды внутри конструкций и ухудшит охлаждающие свойства. С 25 марта пресная вода также стала подаваться в бассейны с ОЯТ.

Температура воды в центральном хранилище ОЯТ, заполненном на 60%, после прекращения циркуляции к моменту восстановления энергоснабжения повысилась до 73 °С. Пополнение запаса воды в бассейне было проведено 21 марта. Охлаждение бассейна было восстановлено 24 марта, и температура снизилась.

2 апреля была обнаружена утечка воды в море из трещины в бетонной стенке кабельного колодца вблизи водозабора энергоблока № 2. Мощность дозы в колодце составляла более 1000 мЗв/ч. Течь была устранена к 6 апреля путем закачивания силиката натрия («жидкого стекла») в слой гравия под дном колодца, откуда предположительно просачивалась вода. ТЕРСО предполагает, что утечка воды в море началась 1 апреля, и до момента ее устранения в море вытекло 520 м<sup>3</sup> радиоактивной воды, содержащей 4,7 ПБк радиоактивных веществ. Это в 20 тыс. раз превышает годовой допустимый лимит для сбросов с АЭС. После устранения утечки компания возвела подводные барьеры в районе водоприемников, чтобы не допустить дальнейшего распространения загрязненной воды. Между энергоблоками

№№ 1—4 перед водозаборными решетками насосных отделений были сделаны илистые заграждения и уложены мешки с песком, содержащим цеолит. Перед решеткой насосного отделения энергоблока № 2 были также установлены стальные пластины.

В общей сложности в помещениях и туннеле энергоблока № 2 скопилось примерно 25 тыс. тонн воды, содержащей  $3 \text{ МБк/см}^3 \text{ } ^{131}\text{I}$  и  $13 \text{ МБк/см}^3 \text{ } ^{137}\text{Cs}$ . Эти концентрации приводят к очень высокой дозе над поверхностью воды — 1000 мЗв/ч. Для сравнения: компания получила разрешение на сброс в море 11,5 тыс. тонн среднеактивной воды, содержащей  $1,5 \cdot 10^{11} \text{ Бк РВ}$ ; такое же количество активности содержится в 10 л загрязненной воды на энергоблоке.

19 апреля ТЕРСО начала откачивание, через сутки уровень воды в туннеле снизился на два сантиметра. Предполагалось перемещать в сутки 480 т воды; при этом для удаления 10 тыс. тонн воды потребуется 26 дней.

17-19 апреля ТЕРСО провела замеры мощности дозы, температуры, влажности и содержания кислорода внутри реакторных зданий энергоблоков № 1-3. Для этого использовались роботы с дистанционным управлением производства США. Замеры, выполненные роботами, показали, что в зданиях первого и третьего энергоблока наблюдается высокий радиационный фон, который накладывает ограничения на выполнение работ, а в здании энергоблока № 2 — высокая влажность. ТЕРСО полагает, что причиной высокой влажности является пар, выходящий из поврежденного участка бассейна-барботера реактора. Содержание кислорода в воздухе в помещениях составляет около 21%, что позволяет доступ персонала.

С 1 апреля на ограниченной площади проводились испытания эмульсии, которая широко используется на строительных площадках для осаждения пыли. Слой эмульсии покрывали мелкие обломки, разбросанные в районе общестанционного бассейна с ОЯТ после взрывов водорода в первые дни аварии, разрушивших крыши и стены энергоблоков № 1 и 3.

По состоянию на 18 апреля на АЭС были также выполнены следующие работы. Дизель-генераторы были подняты на 20 м выше уровня моря, чтобы защитить их от возможных волн цунами в будущем. Распределительные щиты насосов, подающих воду в реакторы энергоблоков №№ 1—3, также подняты на более высокий уровень. На территории АЭС проводилось удаление поврежденных конструкций (количество эквивалентно восьми контейнерам) с использованием специальных машин с дистанционным управлением. Восстановительные работы на АЭС несколько раз прерывались во время сильных вторичных подземных толчков магнитудой от 5 до 7 баллов.

ТЕРСО с 26 апреля начала разбрызгивание химического отвердевающего реагента над разрушенными конструкциями энергоблоков АЭС для предотвращения дальнейшего распространения РВ, осевших на частицах пыли и грунта. По информации ТЕРСО, воздействие полимера приводит к затвердеванию пыли и осколков. Работы по разбрызгиванию химического реагента возле зданий энергоблоков планировалось завершить до конца мая,

а в целом на всех участках площадки АЭС до конца июня. После этого ТЕРСО планирует накрыть здания энергоблоков специальной фильтрующей тканью, чтобы предотвратить дальнейшее распространение РВ [140-142].

**Вопросы для самоконтроля.**

1. Назовите основные стадии и принципы расследования нарушений на АЭС.
2. Порядок расследования нарушений.
3. Охарактеризуйте причины и протекание аварии на АЭС Фукусима-1.

## ГЛАВА 6. ФОРМИРОВАНИЕ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ – ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЙ ПРИНЦИП УПРАВЛЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТЬЮ

Основным методом формирования культуры безопасности является обучение, повышение профессионального уровня, профессиональных и общекультурных компетенций. Во время обучения специалист приобретает знание, знания, при благоприятных условиях, перерастают в умения, умения могут стать навыком. Углубление знаний и совершенствование умений и навыков, опять же, при благоприятных условиях, формируют мировоззрение. Мировоззрение формирует внутренние убеждения. И только правильные, соответствующие принципам безопасности убеждения могут стать основанием культуры безопасности.

Взаимосвязь понятий: знание, умение, навык, и их значимость для безопасности проиллюстрируем на простом примере. Вообразите себе, что Вы приехали в незнакомый город и решили добираться от вокзала до пункта назначения на такси. Машин много, и при этом есть варианты:

1. При посадке в машину водитель честно сознается, что он *знает* как водить машину, но *не умеет* ездить - едет первый раз (не будем говорить как он получил права);

2. Водитель говорит, что он знает как ездить, в принципе, *умеет*, но *навыки у него отсутствуют* - "вчера получил права";

3. Водитель говорит, что у него большой стаж работы таксистом в этом городе (итак, *есть знания, умение и навык*).

Очевидно, преимущество будет отдано третьему водителю, т.е. Вы осознаете опасность поездки в первых двух вариантах и предполагаете, что с ним будет наиболее безопасно и комфортно в дороге. Но уже в пути Вы наблюдаете, что водитель значительно превышает допустимую скорость, не соблюдает требований дорожных знаков и неоднократно нарушает правила дорожного движения. Поездка заканчивается благополучно, но Вы фиксируете низкую культуру безопасности вождения. На вопрос водителю, почему он так ездит, ответ, скорее всего, будет, что так все ездят. Т.е. культура вождения формировалась в этом городе под влиянием неблагоприятных факторов и обстоятельств и не удовлетворяет условиям безопасности.

На интуитивном уровне, понятия: *знание, умение, навык* легкодоступны для понимания, но для объективных оценок необходимые четкие критерии, научные определения приведенных и связанных с ними понятий.

### 6.1. Основные определения сферы обучения

*Работа* - определенные задачи и обязанности, которые выполняются или должны быть выполнены одним человеком (работником). Работа является статистической единицей, которая классифицируется соответственно квалификации, необходимой для ее выполнения.



**Знания** - результат деятельности процесса познания, проверенное общественной практикой и логически упорядоченное отображение его в сознании человека.

Знания - категория, которая отражает связь между познавательной и практической деятельностью человека. Знания проявляются в системе понятий, представлений и образов, ориентированных основ действий, которые имеют определенный объем и качество. Знания возможно идентифицировать только при условии их проявления в виде умений выполнять соответствующие умственные или физические действия.

**Умения** - способность человека выполнять определенные действия на основе соответствующих знаний. Система умений разных видов формируют компетенции. Умения делятся по видам.

- **Предметно-практические** - умения выполнять действия по перемещению объектов в пространстве, изменения их формы и т.д.. Главную роль в регулировании предметно-практических действий выполняют перцептивные образы, которые отображают пространственные, физические и другие свойства предметов и обеспечивают управление рабочими движениями соответственно свойствам объекта и задачам деятельности.

- **Предметно-умственные** - умения выполнения операций с умственными образами предметов. Эти действия требуют наличия развитой системы представлений и способность к умственным действиям (например, анализ, классификация, обобщение, сравнение и т.п.).

- **Знаково-практические** - умения выполнения операций со знаками и знаковыми системами. Примерами этих действий является письмо, прокладывание курса по карте, получение информации от устройств и т.д..

- **Знаково-умственные** - умения умственного выполнения операций со знаками и знаковыми системами. Например, действия, которые необходимы для выполнения логических и расчетных операций. Эти действия позволяют решать широкий круг задач в обобщенном виде.

**Навык** - умения, которые вследствие многочисленных повторений становятся автоматическими и выполняются без сознательного контроля.

**Компетентность** - интегрированная характеристика качеств личности, результат подготовки выпускника вуза для выполнения деятельности в определенных профессиональных и социально-личностных областях (компетенциях), которая определяется необходимым объемом и уровнем знаний и опыта в определенном виде деятельности.

**Компетенция** - включает знание и понимание (теоретическое знание академической области, способность знать и понимать), знание как действовать (практическое и оперативное применение знаний к конкретным ситуациям), знание как быть (ценности как неотъемлемая часть способа восприятия и жизни с другими в социальном контексте). Предметная область, в которой индивид хорошо осведомлен и в которой он проявляет готовность к выполнению деятельности.

В современных европейских проектах (TUNING [151]) понятие компетенции включает **знание и понимание** (теоретическое знание академической области, способность знать и понимать), **знание как действовать** (практическое и оперативное применение знаний к конкретным ситуациям), **знание как быть** (ценности как неотъемлемая часть способа восприятия и жизнь с другими в социальном контексте). Понятие "компетенция" включает не только когнитивную и операционно-технологическую составляющую, но и мотивационную, этическую, социальную, поведенческую стороны (результат образования, знание, умение, систему ценностных ориентаций). В формировании компетенции решающую роль играет не только содержание образования, но также и образовательная среда вузов, организация образовательного процесса, образовательные технологии, включая самостоятельную работу студентов, и т.д.. Следует подчеркнуть обобщенный, интегральный характер понятия "компетенция" относительно понятий "знание", "умение", "навык".

В свете современных представлений существуют *общеобразовательные* компетенции и *профессиональные* компетенции. Рекомендации Еврокомиссии по 8 ключевым компетенциям, какими должен владеть каждый европеец:

- ✓ компетенция в области родного языка;
- ✓ компетенция в сфере иностранных языков;
- ✓ математическая и фундаментальная естественнонаучная и техническая компетенции;
- ✓ компьютерная компетенция;
- ✓ учебная компетенция;
- ✓ межличностная, межкультурная и социальная компетенции, а также гражданская компетенция;
- ✓ компетенция предпринимательства;
- ✓ культурная компетенция.

**Профессиональные компетенции** - эти компетенции могут иметь обобщенный характер, присущий профессионалу (специалисту) вообще или из определенного класса (подкласса, группы) профессий, которые определяются требованиями конкретных профессиональных стандартов определенной профессии или (в случае их отсутствия) экспертным путем за предложениями соответствующих рабочих групп на основе европейских аналогов и квалификационной характеристикой профессии работника. Профессиональные компетенции выделяют: *обще-профессиональные* и *специализировано-профессиональные*.

Профессиональные компетенции отображаются в **квалификационных характеристиках**, которые изложены в отраслевых справочниках квалификационных характеристик.

Помещенные в Справочнике квалификационные характеристики обеспечивают единство в определении должностных обязанностей работников относительно определенных категорий и должностей.

Квалификационные характеристики профессий работников являются обязательными во время перераспределения работы между исполнителями и тарификации работ. Справочник служит основанием для:

- разработки должностных инструкций работников, которые закрепляют их обязанности, права и ответственность;
- отбора и расстановки кадров, осуществление контроля за правильным их использованием в соответствии со специальностью и квалификацией;
- конкурсного отбора и аттестации работников;
- формирование действующего кадрового резерва;
- квалификационных испытаний с целью оценивания полноты, соответствия содержания и качества выполнения работ работником определенной профессии и соответствующего разряда (категории) с учетом требований охраны труда;
- организации текущих и перспективных работ подразделения;
- применение в учебной, нормативно-технической, технологической и сертификационной документации;
- разработки и усовершенствования программ подготовки и повышения квалификации работников соответственно содержанию их профессиональной деятельности.

В квалификационных характеристиках определен перечень, главным образом, основных работ, которые присущи той или другой должности в соответствующем структурном подразделении. Конкретный перечень должностных обязанностей определяется должностными инструкциями работников, которые разрабатывают и утверждают на основании указанных характеристик соответствующие структурные подразделения, учитывая кроме того обязанности, задачи, функции и полномочия, установленные действующими нормативно-правовыми актами и штатным расписанием.

Каждая квалификационная характеристика состоит из 3 разделов: "Задачи и обязанности", "Должен знать", "Квалификационные требования", что соответствует нормативным положениям разработки квалификационной характеристики. В разделе "Задачи и обязанности" представляется описание работ, присущих соответствующей профессии работника. Для определения профессиональных задач и обязанностей применены ссылки на область необходимых знаний, оборудование, машины, инструменты и т.д..

В разделе "Должен знать" приводятся основные требования к специальным знаниям, необходимым работнику для выполнения соответствующих задач и обязанностей, а также знаний законодательных актов, положений, инструкций и других нормативных документов, методов и средств, которые работник должен уметь применять во время выполнения должностных обязанностей.

В разделе "Квалификационные требования" соответственно профессии определены требования к образовательному и образовательно-квалификационному уровню работника, стажу его работы по профессии и требования к последипломной переподготовке и повышению квалификации.

**Квалификация** - способность выполнять задачи и обязанности соответствующей работы.

Квалификация определяется уровнем образования и специализацией. Необходимый уровень образования достигается благодаря реализации образовательных, образовательно-профессиональных и образовательно-научных программ подготовки и должен в целом отвечать кругу и сложности профессиональных задач и обязанностей.

В документах об образовании, или других документах о профессиональной подготовке, квалификация определяется через профессиональное название работы по классификации профессии.

**Уровень профессиональной деятельности** - характеристика профессиональной деятельности по признакам определенной совокупности профессиональных задач и обязанностей (работ), что выполняет работник. В сфере труда различают такие уровни профессиональной деятельности:

- **стереотипный уровень** (пользовательский уровень) - умение использовать налаженную систему (объект деятельности) во время выполнения конкретных задач деятельности, и знание назначения объекта и его основных (характерных) свойств;

- **операторский уровень** - умение готовить (налаживать) систему и управлять ею во время выполнения конкретных задач деятельности и знание принципа (основных особенностей) построения и принципа действия системы на структурно-функциональном уровне;

- **эксплуатационный уровень** - умение во время выполнения конкретных задач деятельности тестировать и анализировать работу системы с целью выявления и устранения повреждений и знание методов анализа функционирования системы и методов анализа, поиска и устранения повреждений;

- **технологический уровень** - умение во время выполнения конкретных задач деятельности осуществлять разработку систем, которые отвечают заданным характеристикам (свойствам), и знание методов синтеза и технологий разработки систем и способов их моделирования;

- **исследовательский уровень** - умение проводить исследование систем с целью проверки их соответствия заданным свойствам, умение выбирать из множества систему, которая разрешает наиболее эффективно решать задачи деятельности, знание методики исследования систем и методов оценки эффективности их применения во время решения конкретных задач деятельности.

*Непрерывный характер обучения* должен оказывать содействие постоянному объединению теоретических знаний с практическими навыками, овладению передовыми методами и средствами работы.

## 6.2. Требования документов МАГАТЭ

Как отмечалось выше, термин «культура безопасности» впервые введенный в докладе INSAG-1, дальнейшее развитие получил в последующих докладах INSAG-3, INSAG-4, INSAG-12, INSAG-15 и других документах МАГАТЭ.

В докладе INSAG-3 впервые были четко сформулированы цели и принципы безопасности для АЭС. Цели провозглашают, что должно быть достигнуто для безопасности, а принципы - как достичь этого. Одним из основных принципов управления определена культура безопасности:

*Все лица и организации, причастные к ядерной энергетике, руководствуются в своих действиях и взаимоотношениях установленной культурой безопасности.*

Выражение «культура безопасности» относится к общему понятию приверженности и личной ответственности за безопасность всех лиц, занимающихся любой деятельностью, которая влияет на безопасность АЭС. Необходимость внимательного отношения к вопросам безопасности лежит в деятельности руководства всех организаций. Устанавливается и реализуется политика, не только обеспечивающая осуществление правильной практики, но и созданием атмосферы осознания безопасности. Устанавливаются четкие границы ответственности и линии связи, разрабатываются обоснованные руководства; обеспечивается строгое выполнение этих руководств; проводится внутренняя экспертиза деятельности, связанной с безопасностью. При подготовке и обучении персонала, прежде всего, подчеркиваются причины установления принятой практики обеспечения безопасности, а также последствия для безопасности, к которым ведут недостатки в способах выявления ошибок в профессиональной деятельности.

Эти вопросы особенно важны для эксплуатирующих организации и персонала, непосредственно занимающегося эксплуатацией АЭС. Для персонала на всех уровнях подчеркивается значение индивидуальных обязанностей с точки зрения понимания и знания станции и находящегося в их ведении оборудования, особо подчеркиваются причины установления пределов безопасности и последствия их нарушений для безопасности. Необходимо формировать атмосферу открытости, обеспечивающую свободную передачу персоналом информации, относящейся к безопасности станции; в особенности следует поощрять признание ошибок в работе, если они совершены. Таким образом, достигается всеобщая психологическая настроенность на безопасность, которая предполагает самокритичность и самопроверку, исключает благодушие и предусматривает развитие чувства персональной ответственности и общего саморегулирования в вопросах безопасности.

*Культура безопасности предусматривает, чтобы все работы, влияющие на безопасность, исполнялись точно, с осторожностью, осмысленно, на основе полных знаний, здравого смысла и ответственности.*

В своих проявлениях культура безопасности состоит из двух общих

компонентов. Рамки одного определяются политикой организаций и действиями руководителей, а второй проявляется в деятельности отдельных лиц, работающих в этих рамках. Успех, однако, зависит от приверженности и компетентности, определяемых обоими компонентами. Принцип культуры безопасности распространяется на всех, так как высший уровень безопасности достигается только тогда, когда каждый стремится к общей цели.

Высокий уровень безопасной эксплуатации настоящих и будущих атомных электростанций, согласно докладу INSAG-12 [35], достигается при помощи:

- высокого уровня культуры безопасности и глубокоэшелонированной защиты;
- выполнения действий персоналом в соответствии с установленными требованиями;
- поддержания надлежащего состояния оборудования;
- использования самооценки и независимых оценок;
- обмена эксплуатационным опытом с мировым сообществом;
- расширенного применения ВАБ;
- реализации управления тяжелыми авариями.

Культура безопасности касается как сферы отношений, так и сферы структурной, и относится в равной степени и к организациям, и к личности. Структурный аспект культуры безопасности включает в себя организационные мероприятия по безопасности, которые обычно описываются как система управления безопасностью в организации.

Организации, обладающие высоким уровнем культуры безопасности, будут иметь эффективную систему управления безопасностью при поддержке и участии всего персонала. Система управления безопасностью создает основу, посредством которой организация обеспечивает хорошие результаты работы в отношении безопасности и предоставляет средства, с помощью которых организация развивает и укрепляет культуру безопасности. В частности, она формирует среду, в которой работают люди, и таким образом влияет на их поведение и отношение к вопросам безопасности. Для этого требуется определить и претворить в жизнь необходимые мероприятия по безопасности.

Система управления безопасностью включает в себя комплекс мероприятий, проводимых организацией с целью достижения высокого уровня культуры безопасности и безопасной работы АЭС.

Система управления безопасностью имеет две главные цели:

- улучшить показатели безопасности работы организации посредством планирования, контроля и наблюдения за действиями, связанными с безопасностью, в нормальных, переходных и чрезвычайных ситуациях;
- достичь и поддерживать высокий уровень культуры безопасности путём развития и укрепления надлежащего отношения к безопасности и поведения индивидов и коллективов.

Эффективность системы управления безопасностью в исключительно высокой степени зависит от вклада каждого индивида, отвечающего за эту систему.

Стадии процесса управления безопасностью, могут выглядеть следующим образом.

### **Политика.**

Разрабатывается четкая политика безопасности, что демонстрирует приверженность организации высоким стандартам безопасной работы.

### **Организация.**

Структуры управления, степени ответственности и отчетности за безопасность четко определяются для эксплуатирующей организации и поставщиков услуг.

### **Планирование и внедрение.**

Планирование, внедрение и контроль работы должны быть эффективными и безопасными, включать в себя следующие вопросы:

1. стандарты;
2. оценка безопасности;
3. планирование работы;
4. оперативное управление;
5. аварийное планирование.

### **Определение характеристик.**

Показатели безопасности организации постоянно контролируются с целью обеспечения поддержания и усовершенствования безопасности при помощи следующих методов:

- самонаблюдение;
- независимое наблюдение;
- аудит.

Основные элементы управления безопасностью представлены на рисунке 6.1.



Рис. 6.1. Элементы управления безопасностью

Подробное описание элементов управления безопасностью приведено в последующих главах.

В соответствии с ОПБ-2008, в ЭО и на каждой АЭС должна быть разработана и реализовываться программа конкретных действий, направленных на становление и развитие культуры безопасности. Такая программа должна включать три уровня:

- техническую политику руководства в области безопасности;
- ответственность и обязанность руководства по обеспечению безопасности АЭС;
- ответственность и обязанности каждого работника по обеспечению безопасности АЭС.



### 6.3. Расследование нарушений – процедура культуры безопасности

Расследование нарушений является неотъемлемой частью технологического процесса эксплуатации АЭС. Проведение подобного анализа требуют нормативные документы по ядерной и радиационной безопасности. При этом выясняется работа систем и элементов АЭС во время нарушения и производится сравнение алгоритмов их работы с проектом, выявляются все отказы оборудования и выясняются их причины. Если выявляются важные, с точки зрения эксперта отказы, может быть выполнена оценка значимости событий по методике “предшественников аварий” (технологии ВАБ). Основным нормативным документом, определяющим порядок расследования является: «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций - НД 306.2.100-2004 (нормативный документ регулирующего органа)». Положение определяет:

- Категории нарушений и классификацию отказов.
- Порядок расследования нарушений, оценку с точки зрения безопасности, разработку и контроль внедрения корректирующих мер.
- Порядок учета нарушений, сроки расследования, форму и сроки передачи сообщений о нарушениях.

Положение, предусматривает построение логического дерева событий для разбора нарушений, выделение на нем всех аномалий в работе оборудования, или ошибок персонала и обязательное выяснение **непосредственных и коренных** причин этих отклонений. По каждой из причин должны быть разработаны меры по ее устранению, без чего разрешение на дальнейшую работу может быть выдано только в виде исключения. Есть четкие указания относительно классификации причин, классификатор причин. Устранение коренных причин приводит к изменениям технологического процесса, которые не допускают повторного проявления нарушений, которые имели место. Приведем пример, допустим, что загазованность помещения состоялась по причине нарушения уплотнения газового крана (непосредственная причина). Коренная причина - некачественный материал прокладки. Решение по коренной причине - замена поставщика прокладок, по непосредственной причине - замена прокладок. Действия и решения по устранению коренных причин в других подобных ситуациях постепенно приводят к значительному, в несколько раз, сокращению нарушений, что и наблюдается в области атомной энергетики.

Итак, целью расследования нарушений в работе АЭС является:

- Определение всех обстоятельств, приведших к нарушению в работе АЭС и его развитию.
- Определение непосредственных и коренных причин нарушения.
- Разработка адекватных корректирующих мер, гарантирующих недопущение повторения подобных нарушений или их предотвращение.

При проведении расследования и анализе нарушений на АЭС необходимо ответить на следующие вопросы:

- Какие проблемы безопасности требуют решения при возникновении нарушения (*повторяемость нарушений, воздействие нарушений на уровень безопасности*).

- Какова их важность (*оценить значимость нарушения для безопасности, надежного производства электроэнергии*).

- Почему это произошло (*выполнить анализ непосредственных причин*).

- Почему это не было предотвращено (*выполнить анализ коренных причин*).

- Как устранить существующие проблемы безопасности, приводящие к нарушениям (*разработать корректирующие мероприятия*).

- Как предотвратить их повторяемость (*разработать программы повышения надежности и безопасности*).

- Как оценить эффективность корректирующих мероприятий.

При анализе коренных причин нарушений на АЭС используются рекомендованные МАГАТЭ методики:

- метод анализа изменений;
- метод анализа целостности барьеров;
- метод анализа дерева отклонений (отказов);
- метод анализа событий и причинных факторов;
- метод анализа ошибок управления и дерево риска.

В эксплуатирующей организации принимаются как административные меры по устранению причин нарушений, так и создание эффективно действующей системы, которая должна гарантировать качественное расследование нарушений в работе АЭС и предотвращение повторения аналогичных нарушений. **Каждое** нарушение в работе АЭС подлежит расследованию в соответствии с требованиями нормативных документов. По каждому нарушению в дирекции ГП НАЭК “Энергоатом” проводится анализ II-го уровня, включающий оценку **качества проведенного расследования**, анализ коренных причин, распространение принятых корректирующих мер на другие АЭС, разработка общеведомственных корректирующих мер. Для этой цели в дирекции ГП НАЭК “Энергоатом” образована рабочая группа из специалистов технических подразделений для проведения анализа II-го уровня нарушений.

С целью предотвращения повторений нарушений в работе АЭС в ГП НАЭК “Энергоатом” разработана и установлена на всех АЭС отраслевая информационная система по станционным событиям (база данных - БД). БД позволяет проводить учет нарушений с начала эксплуатации блоков, поиск аналогичных нарушений, в том числе произошедших и на других АЭС, оценку эффективности принятых ранее корректирующих мер и др. Разработан также комплект ведомственных документов, определяющих единый порядок проведения расследований нарушений в работе АЭС, в том числе цехового уровня, ответственность участников расследования и анализа нарушений, методики по анализу коренных причин. Целью проведения

анализа коренных причин является выработка однозначного понимания того, почему и как произошло событие. На основании адекватного толкования события представляется возможность правильного выбора (назначения) корректирующих действий с целью предотвращения подобных событий или возникновения аналогичных проблем на АЭС в будущем.

На основании анализа причин нарушений в работе АЭС вносятся также необходимые изменения в программы подготовки и поддержания квалификации персонала, проводятся обучение и противоаварийные тренировки персонала, разрабатывают корректирующие мероприятия по недопущению и предотвращению повторения нарушений в работе АЭС.

При расследовании нарушений повлекших за собою несчастный случай с травмированием персонала необходимо руководствоваться и другими межведомственными документами, в том числе «Положением о расследовании и учете несчастных случаев, профессиональных заболеваний и аварий на предприятиях, в учреждениях и организациях», утвержденных постановлением КМУ №623 от 10.08.93.

На рис. 6.2 и рис. 6.3 представлены анализ коренных причин нарушений по причине ошибки персонала на АЭС России в 2004 году.

Как видим, имеет место весь спектр причин, но большее значение имеют причины, связанные с руководством и расстановкой персонала, профессиональная компетентность.

На рис. 6.4 представлено распределение коренных причин нарушений на АЭС Украины по виду отказов: отказы оборудования – 1 столбик, недостатки процедур – 2 столбик, ошибки персонала – 3 столбик (4 столбик – неопределенные отказы). Как видим, общее количество отказов имеет тенденцию к сокращению. Ошибки персонала также значительно сократились, что свидетельствует о повышении культуры безопасности.

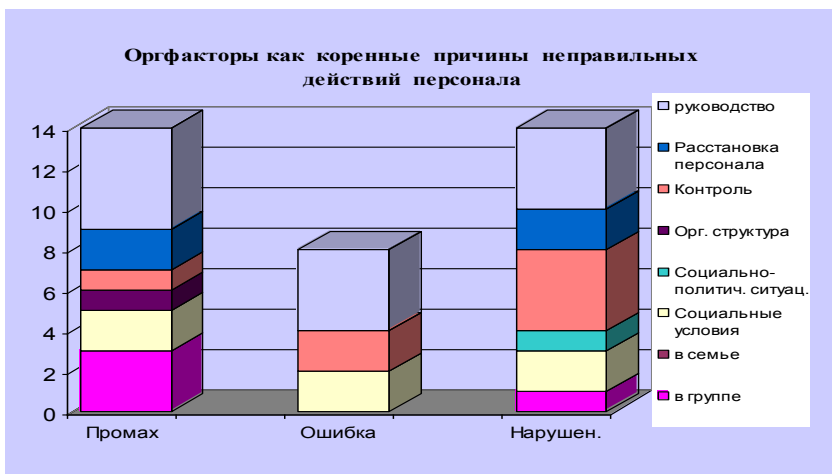


Рис. 6.2. Причины ошибок персонала – внешние факторы

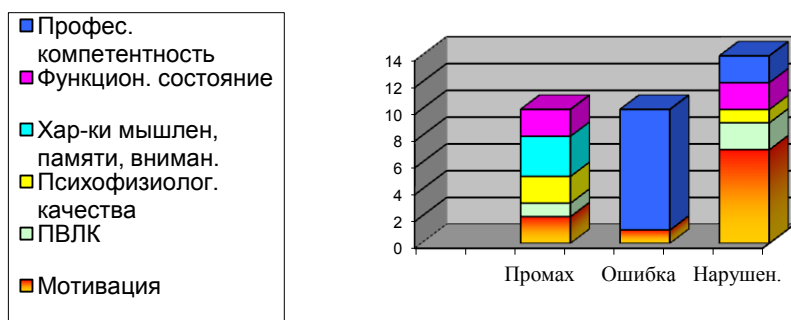


Рис. 6.3. Причины ошибок персонала – внутренние факторы

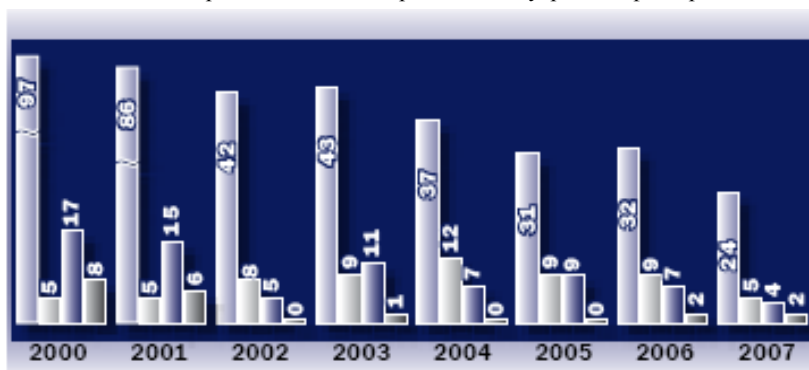


Рис. 6.4. Распределение коренных причин нарушений на АЭС Украины

#### 6.4. Учет и распространение опыта эксплуатации

Учет и распространение опыта эксплуатации - ещё одна важная процедура (элемент) формирования культуры безопасности. Как и все важные процедуры формирования культуры безопасности она также стандартизирована. В эксплуатирующей организации существует положение по обмену информацией на ведомственном уровне и распределению ответственности по обратной связи по опыту эксплуатации.

Этот нормативный документ определяет:

- Перечень необходимых документов, регламентирующих функционирование ведомственной системы обмена опытом эксплуатации.
- Участников процесса обмена опытом эксплуатации и их ответственность.
- Общую схему функционирования системы.
- Критерии отбора событий для анализа на уровне Компании.
- Организацию работ по анализу отчетов о нарушениях и отклонениях в работе АЭС на уровне Дирекции Компании.
- Методику проведения анализа событий в Дирекции Компании.
- Требования к содержанию оформляемых документов.

Существующая система отчетности в процедуре обратной связи по опыту эксплуатации определяет:

- Классификацию событий, в том числе цеховых нарушений (отклонений).
- Порядок и формы сообщений АЭС о нарушениях и отклонениях.
- Последовательность действий персонала при расследовании станционных и цеховых нарушений в работе АЭС.
- Последовательность действий персонала дирекции ГП НАЭК «Энергоатом» при получении сообщения о событии на АЭС, проведении анализа причин нарушения, контроля за внедрением корректирующих мер.
- Методы анализа информации о нарушениях и отклонениях в работе АЭС.

С целью учета и распространения опыта эксплуатации создается информационная система по эксплуатационным событиям на АЭС. Такая система существует как на международном уровне (МАГАТЭ), так и на уровне эксплуатирующей организации. В свою очередь информационная система на уровне эксплуатирующей организации имеет также два уровня:

1 - отраслевая база данных по нарушениям и отклонениям (цеховые нарушения), которая установлена в дирекции ГП НАЭК «Энергоатом», основные задачи:

- учет и хранение информации о событиях на АЭС;
- поиск информации о нарушениях в базе данных по заданным критериям;
- поиск информации о повторяющихся событиях;
- учет и контроль выполнения корректирующих мероприятий;

- формирование и передача отчетной документации.
- 2 - станционная часть информационной системы, в том числе:

- АРМ инспектора по расследованию (формирование отчета по расследованию);
- АРМ администратора базы данных;
- АРМ инспектора по контролю корректирующих мероприятий;
- АРМ по опыту эксплуатации;
- АРМ пользователя информационной системой.

Информация о нарушениях от каждой АЭС передается в отраслевую базу данных. Атомные станции имеют свой доступ к центральному серверу, установленному в дирекции компании.

БД по инцидентам на АЭС МАГАТЭ - Усовершенствованная информационная система по инцидентам (УИСИ), которая может использоваться в качестве справочной.

Информационная система по инцидентам носит многосторонний характер: текстовый, числовой и графический. База данных Усовершенствованной информационной системы по инцидентам представляет собой компьютеризированную систему для подготовки, хранения, распространения, запроса и поиска представленных участниками УИСИ отчетов о событиях (полного текста, иллюстраций и аннотаций).

Цель базы данных УИСИ состоит в предоставлении экспертам по ядерной безопасности более широких возможностей делать выводы на основе собрания отчетов, в которых дается описание и классификация значимых с точки зрения безопасности событий, происшедших на АЭС мира за последние годы.

УИСИ состоит из трех пользовательских подсистем, которые направляются государствам - членам МАГАТЭ на CD-ROM дисках. Это - подсистема подготовки отчетов о событиях, подсистема представления отчетов о событиях и подсистема поиска и аннотирования. CD-ROM направляется ежеквартально и содержит самую современную базу данных с полным текстом и изображениями и данными по надежности.

Обмен опытом эксплуатации способствует извлечению уроков из событий, важных для безопасности, произошедших на других АЭС для предотвращения повторения этих событий на данной АЭС. Операторы учатся на чужих ошибках, поскольку относятся к категории умных людей. И все же одной из наиболее трудно решаемых проблем на АЭС являются **повторяющиеся события** (нарушения), происходящие из-за неполного извлечения уроков из случившихся ранее нарушений. Поэтому процесс извлечения уроков из ранее произошедших нарушений - это основной резерв (зона улучшения) повышения эффективности реализации принципа обратной связи. Обмен опытом эксплуатации способствует также расширению знаний по эксплуатационным характеристикам оборудования и систем, получению

информации по надежности и экономичности работы АЭС.

Аварии легче (лучше) предотвратить, чем ликвидировать их последствия, по крайней мере, стратегия предотвращения по стоимости в 7 -20 раз дешевле стратегии ликвидации последствий.

Функциональная схема обмена опытом эксплуатации представлена на рис.6.5. На рисунке представлена функциональная схема обратной связи по опыту эксплуатации (дирекция НАЭК - АЭС) (с участием департамента подготовки персонала - причиной нарушения является ошибка персонала).

Проведем некоторые пояснения к работе схемы:

Информация по станционным и цеховым нарушениям (оперативные, предварительные сообщения и отчеты), поступающая в производственно-технический департамент (ПТД) ГП НАЭК «Энергоатом»:

- Заносятся в БД “Информационная система по эксплуатационным событиям на АЭС”.

Выбирается направление анализа отчета о расследовании (отказ электротехнического оборудования, КИПиА и др.) и направляется рабочей группе, образованной из специалистов инженерных подразделений Дирекции ГП НАЭК «Энергоатом»):

- Рабочая группа проводит анализ II уровня нарушений с целью оценки качества проведенного расследования, проведения анализа коренных причин и разрабатывает общеведомственные корректирующие меры (для предотвращения аналогичных нарушений на других АЭС).

- ПТД обобщает результаты анализа, оформляет и рассылает на АЭС информационные письма с картой обратной связи (КОС) о необходимости дорасследования, или принятия дополнительных или ведомственных корректирующих мер.

- АЭС возвращает КОС в ПТД с планируемыми сроками исполнения назначенных мер.

- Информация с КОС заносится в БД и ставятся на контроль сроки исполнения.

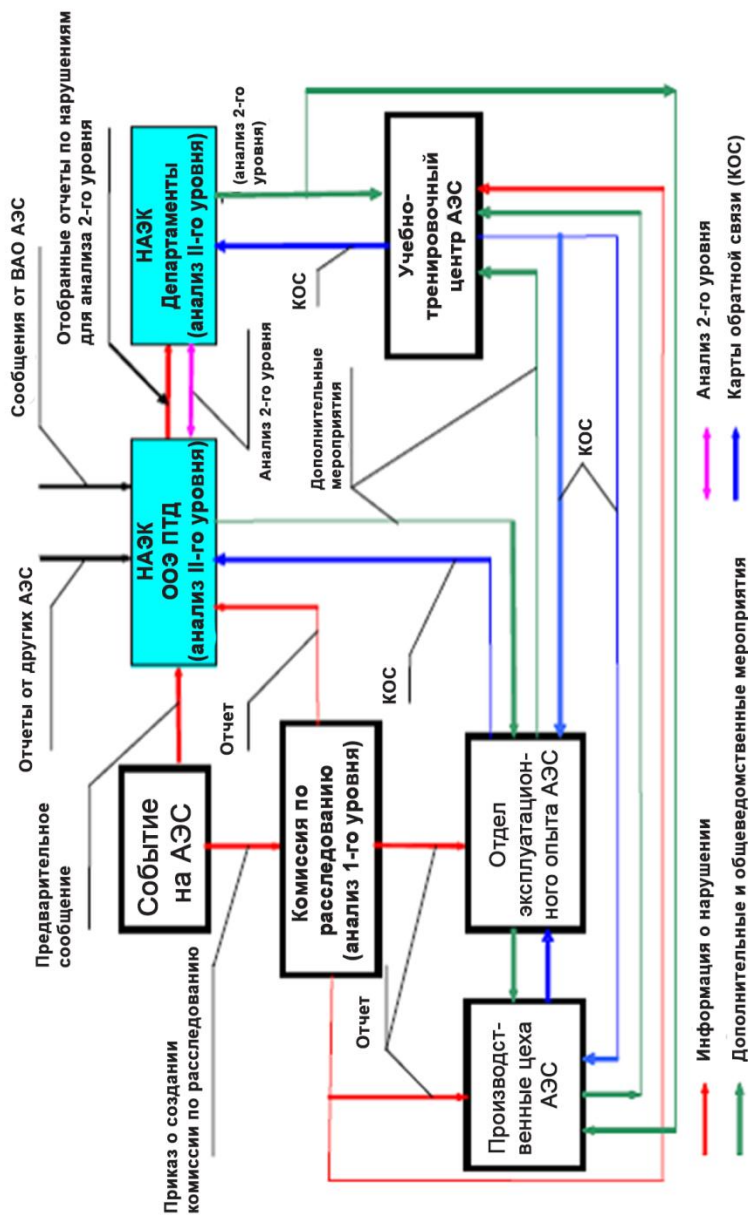


Рис. 6.5. Схема обратной связи



## 6.5. Анализы и отчеты безопасности

Анализы и отчеты по безопасности способствуют повышению культуры безопасности, так как последовательно выявляют недостатки проекта, малонадежное оборудование, недостатки подготовки персонала.

Оценка риска и управление им в ядерной отрасли производится на всех стадиях жизни АЭС. Возможные сценарии путей развития аварии на АЭС определяются и анализируются в рамках процесса, называемого вероятностный анализ безопасности (ВАБ, в нынешней терминологии МАГАТЭ - вероятностной оценкой безопасности - ВОБ). ВАБ были проведены на большинстве станций мира, в том числе АЭС Украины. На основе полученных результатов разрабатываются всеобъемлющие и структурированные модели надежности, позволяющие проводить вероятностные оценки риска. Поэтому ВАБ является эффективным средством оценки рисков, ассоциируемых с конкретной станцией.

В ядерно-энергетической сфере существует общее согласие относительно того, что ВАБ станции должен быть динамичной оценкой безопасности. Иными словами, он должен обновляться по мере необходимости с целью учета современных конструктивных особенностей и эксплуатационных характеристик, а также в равной степени использоваться проектировщиками, работниками энергопредприятий и регулирующих органов. Возрастает число станций, на которых проводится ВАБ с целью контроля коэффициентов надежности/риска, определения приоритетов усовершенствований в области безопасности и оптимизации эксплуатационной безопасности.

Недостатки проекта, выявленные проведенными расчетами ВАБ, а также другие недостатки, выявленные в результате эксплуатационного опыта, в начале 90-х годов были оформлены группой пользователей реакторов ВВЭР-1000/320 в предложения по модернизации. Эти предложения, неоднократно пересмотренные и отрецензированные, были оформлены в мероприятия по модернизации, которые успешно выполняются.

Процесс реконструкции на АЭС Украины не отличается в большой степени от того, который продолжается на действующих станциях во всем мире, в частности на тех, что были построены по ранее действующим стандартам. Основными направлениями для повышения безопасности на станциях с реакторами ВВЭР-1000/320 были (по состоянию на 1997 год)<sup>14</sup> [44]:

- Отнесение к сценарию проектной аварии повреждений коллекторов парогенератора, так как в них были обнаружены серьезные дефекты. При повреждении коллектора происходит переполнение парогенератора и паропровода, который не рассчитан для потока горячей воды. Если повреждение происходит перед запорным отсечным

---

<sup>14</sup>Большинство запланированных мероприятий успешно выполнено

клапаном главного паропровода вне гермооболочки, или если клапан БРУ-А, не рассчитанный на работу на воде, не закрывается, гермооболочка будет шунтироваться и может вызвать длительное снижение теплоотвода от активной зоны из-за утечки воды первого контура в окружающую среду.

— Проблема застревания регулирующих стержней, что может снизить надежность останова реактора. Появление положительной реактивности в активной зоне не может быть достаточно скомпенсировано из-за замедления погружения или заклинивания регулирующих стержней. Это может привести к максимальным уровням мощности, ухудшить охлаждение топлива и привести к максимальному увеличению давления в первом контуре.

— Проблема безопасности по сохранению и контролю целостности границ первого контура связана с корпусом реактора. Даже если радиационное охрупчивание не представляет серьезной проблемы в настоящее время, оно может развиваться быстрее, чем ожидается из-за повышенной концентрации Ni в зоне сварного шва трубопровода. При этом остаются проблемы защиты корпуса реактора от термического удара под давлением и защиты от превышения давления.

— Необходимо совершенствовать системы инспекций и системы диагностики, которые были недостаточно разработаны во время проектирования реактора.

— Нерешенной проблемой к настоящему времени является также угроза забивания баков - прямков в контайнменте во время аварии с большой течью первого контура и как следствие - потерей воды САОЗ в период повторной циркуляции в аварийных условиях и соответственно возможного повреждения активной зоны.

— Должны быть изучены состояние безопасности и оборудования, связанное с обеспечением безопасности в контрольно - измерительных и электрических системах. Необходимо учесть, что технические проектные решения 70-х годов не соответствуют современным требованиям и стандартам, а также что ресурс оборудования зачастую уже выработан.

— Необходимой основой повышения безопасности является всесторонний анализ безопасности на каждом энергоблоке, что позволит подготовить полный отчет по анализу безопасности [44].

Большинство запланированных мероприятий успешно выполнено.

Как уже упоминалось, по результатам ВАБ, а также по НИР, проведенным в 1992-1996 гг. институтом АЭП под эгидой EDF-GRS были разработаны мероприятия по повышению безопасности Украинских АЭС [45]. Эта работа упорядочила приоритеты мероприятий, определила детальный состав каждой работы и ее стоимость. Затем в 1997 г. были разработаны “бэйсик - проекты”

завершения строительства и модернизации энергоблока 2 Хмельницкой АЭС и энергоблока 4 Ровенской АЭС. Данные проекты рассматриваются как “Технические решения по повышению безопасности и надежности в соответствии с программой модернизации” и содержат описание технических решений определяющих цели проекта, значения основных характеристик применяемого оборудования, значения стоимостных характеристик, определения сроков реализации мероприятий и связь проекта с другими мероприятиями.

Выпуск “бэйсик- проектов” предполагал выполнение дальнейших проработок темы, на основании которых были разработаны детальные проектные документы. Всего было разработано более сотни проектов в числе которых, например, были:

- Использование ИПУ КД для принудительного снижения давления в первом контуре с целью выполнения процедуры “feed und bleed” по первому контуру.

- Реализация на АЭС выбранного технического решения, обеспечивающего отвод остаточных тепловыделений с разрывом первого контура.

- Разработка и внедрение на каждом энергоблоке системы представления обобщенных параметров безопасности и критических функций безопасности (SPDS).

- Замена предохранительных клапанов парогенераторов на импульсно - предохранительные устройства, отвечающие требованиям нормативных документов.

Анализ возможности сохранения функций безопасного останова реактора и поддержания его в длительном подкритическом состоянии при пожаре под БЦУ и РЦУ, а также в распредустройстве 6,0 кВ.

Таким образом, проекты конструкции 70-х годов были усовершенствованы, на основании анализов безопасности. Как видим, из приведенных примеров, диапазон работ был очень широкий и охватывал все известные недостатки проекта. Остановимся более подробно на описании двух из названных проектов.

1. Проект “Использование ИПУ КД для принудительного снижения давления в первом контуре с целью выполнения процедуры “feed und bleed” (“сброс - подпитка”) по первому контуру” разработан согласно современной концепции ядерной безопасности, для снижения вероятности расплавления активной зоны при авариях с потерей питательной воды.

Существующая конструкция и схема управления ИПУ не позволяет принудительно снизить давление в 1-м контуре до 0.5 - 1.0 МПа для осуществления названной процедуры. Процедура “feed und bleed” (“сброс - подпитка”) заключается в принудительном снижении давления первого контура путем сброса пара из компенсатора давления до величины, позволяющей подать воду в первый контур от систем, имеющих напор ниже номинального давления (насосами впрыска бора). Для выполнения функций разгрузки необходимо создание специальной линии, которая позволит в

течение длительного времени сбрасывать пар, пароводяную смесь и холодную воду в широком диапазоне давлений. Функцию разгрузки выполняет специальный импульсно - разгрузочный клапан, который комбинируется совместно с запорным клапаном для изоляции РУ в случае не закрытия импульсно - разгрузочного клапана.

Новое техническое решение заключается в использовании существующей системы защиты 1-го контура от превышения давления с ИПУ старой конструкции без реконструкции трубопроводов подвода и сброса среды от ИПУ. Реконструкция подвергается главный клапан ИПУ - подсоединяется дополнительная линия управления главным клапаном.

ИПУ с дополнительной линией управления обеспечивает управление запроектной аварией, связанной с прекращением отвода тепла через второй контур, и ослабление ее последствий путем принудительного открытия главных клапанов ИПУ и снижения давления в 1-м контуре до величины менее 1.0 МПа, что соответствует требования ОПБ-88 и обеспечивает, таким образом выполнение процедуры “сброс - подпитка” по международным нормам.

2. Система SPDS представления обобщенных параметров безопасности и критических функций безопасности идентифицирует пределы безопасной эксплуатации энергоблока и нарушение критических функций безопасности, обеспечивает оператора информацией для анализа и оказывает ему помощь в выполнении соответствующих действий по приведению энергоблока в нормальное состояние или безопасному останову.

В настоящее время операторы отечественных АЭС для диагностики и анализа нештатных и аварийных ситуаций и принятия правильных и быстрых решений использует показания на видеogramмах дисплеев РМОТ, вторичные приборы, табло сигнализации, регламент и технологические инструкции, личный накопленный опыт. Сконцентрированную информацию по текущему состоянию безопасности, а также советов по восстановлению критических функций безопасности оператор не получает. Данное обстоятельство усложняет процессы управления аварией, делает их сильно зависимыми от практического опыта оператора и его специальной подготовки. Кроме этого, сложные процессы диагностики ситуаций не позволяют в настоящее время внедрить пошаговые симптомно - ориентированные инструкции по ликвидации аварий, что не соответствует общепринятой мировой практике и действующим в настоящее время НД (ОПБ-88). Системы SPDS существуют на АЭС США, Франции, Японии и других промышленно-развитых стран с середины 80-х годов, в России ведется разработка для Калининской АЭС.

Система SPDS обеспечивает выдачу следующих обобщенных критериев:

- контроль реактивности;
- охлаждение активной зоны и отвод тепла из 1-го контура;
- целостность системы теплоносителя;
- целостность контейнмента;
- радиоактивность.

После обнаружения аварийного состояния система обеспечивает оператора (интегральной) информацией для анализа и диагностики причин аномального (аварийного) состояния и оказывает ему помощь в осуществлении адекватных корректирующих действий по приведению энергоблока в нормальное состояние или безопасному останову.

С внедрением на АЭС центра технической поддержки операторов БЩУ (TSC) станет возможным внедрение пошаговых симптомно - ориентированных инструкции по ликвидации аварий (СОАИ). Система SPDS будет использоваться в соответствии с требованиями НТД в дополнение к основному контролю.

Система SPDS получает информацию из ИВС по блочной магистрали, абонентом которой она является. Дополнительные параметры (сигналы) в количестве, примерно 50, необходимые для выполнения функций SPDS, отсутствующие в БД ИВС по существующему проекту, будут дополнительно подведены к ИВС на штатные УСО, что значительно упрощает структуру SPDS.

Внешними потребителями информации системы будут: БЩУ, РЩУ, центр технической поддержки операторов БЩУ (TSC), представители регулирующего органа на АЭС, кризисный центр АЭС. На БЩУ устанавливаются две операторские рабочие станции (рабочая и резервная). В TSC устанавливается одна рабочая станция, компьютерная система кризисного центра АЭС получает информацию через блочную магистраль.

Внедрение системы SPDS будет реализовано на средствах вычислительной техники, совместимых с новой ИВС и получающих информацию с информационной сети АСУ ТП.

Внедрение системы SPDS повысит надежность и безопасность эксплуатации энергоблока за счет более раннего распознавания и предупреждения аварийных ситуаций.

## **6.6. Концепция компетенций**

Концепция компетенций разработана психологами ОНИЦ «Прогноз» в настоящее время и приводится в пособии с целью ознакомления с идеями профессиональных психологов относительно возможности формирования у персонала культуры безопасности [46,47]. Исследования ОНИЦ «Прогноз» базируются на многолетних статистических данных, они дополняют и конкретизируют разработки МАГАТЭ в части методов и способов достижения целей, с точки зрения психолога уточняют некоторые термины и понятия культуры безопасности. Разработки ОНИЦ «Прогноз» широко используются службами АЭС на всем постсоветском пространстве.

В табл.6.1 в качестве обобщения приведены мероприятия, предложенные сотрудниками ОНИЦ «Прогноз» которые необходимо проводить на АЭС, с целью повышения уровня культуры безопасности и их исполнители.

Таблица 6.1. Мероприятия для повышения уровня культуры безопасности.

Факторы, повышающие уровень культуры безопасности	Мероприятия, повышающие уровень культуры безопасности	Исполнители и участники мероприятий
1. Культура производств, включая культуру безопасности.	<p>Точное знание структуры организационных связей - психологические и социальные механизмы персонификации функций организационного управления в деятельности человека и коллектива (управление включенностью сотрудников в выполняемые функции; формирование и контроль системы общения людей; оптимизация взаимоотношений).</p> <p>Внедрение системы дисциплинарного регулирования. Повышение эффективности системы контроля за качеством выполняемых работ.</p> <p>(Определение и использование точных критериев по санкциям к работникам, допустившим преднамеренное нарушение в работе).</p> <p>Совершенствование организации труда (эргономическая экспертиза рабочих мест и технологических процессов на АЭС, совершенствование условий труда, эстетика производства).</p>	Администрация, руководящий персонал концерна и его филиалов, инспекция безопасности, ОЯБ, ПТО, ОК, ПС (психологическая служба).
2. Социально-психологический самоконтроль.	<p>Обучения по курсу «Культура безопасности» и тренировок по развитию психологических установок на приоритеты безопасности в системе личностных ценностей в производственной деятельности.</p> <p>Обучение коммуникативным навыкам работы.</p>	ПС, руководящий персонал концерна и его филиалов, СПП (служба подготовки персонала).
3. Психофизиологический самоконтроль.	<p>Типовой психологический тренинг по развитию самоконтроля и поддержанию персоналом работоспособного состояния.</p> <p>Соблюдение режима труда и отдыха.</p>	ПС, работники концерна и его филиалов.
3.1. Тренировки внимания и памяти.	Обучение приемам тренировки памяти и внимания.	ПС, работники концерна и его филиалов.
3.2. Тренировки стрессоустойчивости.	<p>Повышение психологической устойчивости и устойчивости к стрессу - психотерапия.</p> <p>Оптимизация взаимоотношений в коллективах.</p>	ПС, руководящий персонал концерна и его филиалов.

3.3. Тренировки устойчивости к монотонии в работе.	Укрепление соматического и психологического здоровья.	ПС, руководящий персонал концерна и его филиалов.
3.4 Функциональное и психическое состояние работника.	Повышение функциональных возможностей (активизация неиспользуемых резервов). Профилактика нервно-психического напряжения. Реабилитационные мероприятия по индивидуальным целевым программам с учетом рекомендаций врачей и результатов ПФО. Аутогенная тренировка.	ПС, руководящий персонал концерна и его филиалов.
4. Профессиональная компетентность руководящего персонала концерна и его филиалов.	Ликвидация недостатков знаний персонала, совершенствование тренировок персонала АЭС. Привлечение психологов к участию в проведении противоаварийных тренировок. Разработка и применение гибкой системы поощрений профессиональной компетентности, особенно компетентности в вопросах безопасности. Поощрительные установки на анализ и обмен информацией по материалам анализа нарушений в работе АЭС с участием человеческого фактора.	Администрация, руководящий персонал концерна и его филиалов, ПС.
4.1 Повышение квалификации (Совершенствование учебных программ в вузах, в УТЦ и УТП, СПП, ИПК).	Освоение учебных курсов: Культура безопасности АЭС. Социально-психологические исследования проблем управления на АЭС, «Психическая саморегуляция». Совершенствование психолого-педагогического обеспечения формирования мотивации безопасности персонала АЭС. Совершенствования работы руководителей с персоналом атомных станций по результатам психологического анализа причин неправильных действий персонала. Применения знаний о психологии людей в практике работы с персоналом.	Инструкторско-преподавательский состав УТП, УТЦ, СПП.
4.2. Документация, регламентирующая деятельность персонала атомных станций.	Проведение технической и психологической экспертизы инструкций и другой нормативной документации персонала атомных станций.	Разработчики документации, ПТО, ПС при участии пользователей документации.

<p>5. Внешние социально-экономические условия, формирующие систему ценностей в работе, включая приоритеты безопасности АЭС.</p>	<p>Исследования динамики организационных факторов обеспечения безопасности в атомной энергетике.</p> <p>Социально-психологический мониторинг климата в коллективах АЭС. Определение системы моральных ценностей в коллективах и у отдельных работников, влияющих на безопасность. Выявление групп риска.</p> <p>Проведение деловых игр и социально-психологических тренингов в группах риска по развитию ответственного отношения к работе и безопасности.</p> <p>Обучение коммуникативным навыкам работы.</p> <p>Проведение психологических бесед с работниками, допустившими нарушение в технологии ведения работ.</p>	<p>Администрация, руководящий персонал концерна и его филиалов, ПС.</p>
---	--	---

Как видим, таблица содержит практические рекомендации по исследованию и формированию культуры безопасности, которые хорошо коррелируют с общими рекомендациями МАГАТЭ. Обращаем внимание на то, что в числе исполнителей должна быть психологическая служба (ПС). Иллюстрация формирования культуры безопасности приведена на рис. 6.6. Как видим, знания и даже навыки (и это для оператора АЭС!) формируются значительно проще установок, ценностей и мотивов, которые составляют ядро осознанного поведения. Знание конструкции, технологического процесса, умения и навыки выполнения задачи в сложных условиях работы на АЭС являются внешней необходимой оболочкой, на которой требуется сформировать базу личности в отношении безопасности. Это больше воспитательная, чем специальная образовательная работа, требующая, возможно, и изменений характера человека. Поскольку не каждый индивид может быть перевоспитан (изменение характера), потому желательно на стадии профотбора операторов определять черты характера и склонность приверженности к безопасности.



Рис.6.6. Иллюстрация формирования культуры безопасности



Определения основных понятий концепции компетенций (не противоречит приведенному в гл.2 и в начале раздела).

Компетенция – базовое качество индивидуума, определяющее *эффективное и/или наилучшее на основе критериев* исполнение в работе или в других ситуациях.

*Базовое качество* означает, что компетенция является очень глубоко лежащей и устойчивой частью человеческой личности и может предопределять поведение человека во множестве ситуаций и рабочих задач.

*На основе критериев* – значит, что компетенция действительно прогнозирует хорошее или плохое исполнение, которое измеряется при помощи *конкретного критерия*, или стандарта (например, количество нарушений за год).

### **Типы базовых качеств:**

1. Мотивы. Установки. Ценности.
2. Психофизиологические особенности.
3. Психологические личностные особенности.
4. Знания. Навыки. Умения.

Ссылка на критерий очень важна для определения компетенции. Характеристика (качество) не является компетенцией, пока не прогнозирует нечто существенное в реальном мире. Характеристика, которая не сказывается на исполнении, не является компетенцией и не должна использоваться для оценки людей.

Критерии, чаще всего применяемые при изучении компетенций:

- Наилучшее исполнение. Определяется как одно стандартное отклонение от среднего исполнения, уровень которого достигает приблизительно один лучший человек из десяти в конкретной рабочей ситуации.
- Эффективное исполнение. Обычно означает «минимально приемлемый» уровень работы, крайний ограничительный уровень, ниже которого сотрудник будет считаться некомпетентным для этой работы.

Чтобы улучшить исполнение, компании должны использовать характеристики наилучших исполнителей в качестве «шаблона» для отбора и развития сотрудников.

### **Шкалы компетенций «едва заметных различий» (ЕЗР)**

Поведенческие индикаторы компетенций обладают свойствами шкалы: очевидная прогрессия от низшего уровня к высшему в одном или более измерениях.

#### **Шкалы измерения компетенций**

*Интенсивность или завершенность действия.* Данная шкала описывает задействованную интенсивность намерения (или личного качества человека) и завершенность действий, предпринятых для реализации этого намерения.

*Масштаб воздействия.* Ширина воздействия описывает число и положение людей, на которых оказывается воздействие или размер

исполняемого проекта.

Другие шкалы концепции компетенций:

- *Сложность поведения.*
- *Количество усилий.*
- *Уникальные измерения.*

Большинство определений компетенции имеют два или три параметра.

Проектирование исследований компетенций психологами и самое исследование – сложная специфическая задача, выполняемая психологическими службами (ПС). Предлагается три альтернативных метода проектирования исследований компетенций:

1. Проектирование классического исследования при помощи критериальных выборок.

2. Проектирование короткого исследования при помощи панели экспертов.

3. Изучение одной (порученной в данный момент или будущей) работы при условии недостаточного количества работников, для того чтобы получить выборку лучшего и среднего исполнения.

Психологические службы при исследовании компетенций работают в компании совместно с руководителями, при этом можно выделить три этапа исследования: подготовительная работа, разработка модели исследований и собственно отбор.

Прежде чем начать исследование компетенций, компания должна определить круг исследуемых работ (должностей) – в идеале это должны быть работы, ценные с точки зрения стратегических планов компании и структуры для реализации этих планов. Анализ этих факторов производится, как правило, путем обзора бизнес-планов и интервью с лидерами. Описание всех этапов исследования компетенций можно найти в первоисточнике [46], рассмотрим заключительный этап – отбор.

**Отбор** – процесс определения соответствия людей и работы, людей вне компании (рекрутмент и отбор новых сотрудников) либо внутри ее (определение на должность и продвижение).

Проблемы компании, свидетельствующие о том, что компании необходимо проводить отбор, основанный на компетенциях:

– Низкая эффективность работы или низкая продуктивность в важнейших работах.

- Высокая текучесть персонала/низкий процент удержания сотрудников.
- Планирование замещения.
- Длинная по времени кривая обучения.
- Равные возможности для нетрадиционных кандидатов.
- Организационные изменения.
- Определение потребностей в тренинге при приеме.

Возможны и другие варианты, в любом случае работа выполняется специалистами психологами совместно с руководителями компании.

Успешное соответствие человека работе зависит от (1) точной оценки индивидуальных компетенций, (2) моделей компетенций для данной работы и (3) метода оценки «хорошего соответствия» между человеком и работой.

Этапы разработки системы отбора на основе компетенций:

- Разработать модель (модели) компетенций для выбранных(ой) работ(ы).
- Отобрать или разработать методы оценки.
- Обучить экспертов-наблюдателей методу оценки.
- Оценить компетенции кандидатов на рабочие позиции.
- Принять решения о соответствии людей работе.
- Валидизировать систему отбора (не обязательно, но желательно).
- Разработать базу данных людей и работ на основе компетенций, а также систему соответствия.

Интерес, с точки зрения формирования культуры безопасности представляет сравнительная таблица характеристик концептуальной (образно-понятийно-действенной) модели труда у профессионалов и непрофессионалов, табл.6.2.

В таблице психологами систематизированы и четко сформулированы отличия характеристик труда у профессионалов и непрофессионалов на уровне руководителя, служб подготовки персонала. Таблица может служить основой для объективной оценки достигнутого уровня профессионализма на основе концептуальной модели профессиональной деятельности (КМПД). На основании таблицы можно сделать полезные выводы:

- при профессиональной подготовке необходимо стремиться к полиморфизму образно-понятийных отношений в концептуальной модели.
- готовность к изменениям (коррекции) КМПД в соответствии с поступающей извне информацией является необходимым условием профессионального развития (отсутствие готовности к изменениям КМПД становится причиной профессиональной деформации субъекта труда).

Психологами ОНИЦ «Прогноз» разработаны и другие методы анализа компетенции, позволяющие принимать решения при формировании культуры безопасности, в частности «Метод анализа кривых обучения» [46].

**Кривые обучения** могут успешно использоваться для решения различных задач инженерной психологии:

- 1) анализ психологической структуры сложной мыслительной деятельности человека;
- 2) разработка нового класса интегральных психологических критериев оценки деятельности человека (эффективности и сложности формируемых частных ПСД, стратегий и способов решения задач), оценка сложности решаемых задач, качества проектируемых принципов, способов, технических средств и условий деятельности;
- 3) инженерно-психологическое проектирование симптомно-ориентированных инструкций ликвидации аварий (СОАИ);
- 4) анализ и оценка индивидуальных различий операторов, степени их

профессиональной пригодности для разных видов деятельности и уровня обученности операторов.

Таблица 6.2. Сравнительная таблица характеристик концептуальной модели труда

Характеристики концептуальной модели		
Составляющие концептуальной модели	Субъекты труда – профессионалы	Субъекты труда – непрофессионалы
ОБРАЗНАЯ составляющая модели	Большинство образов (целей, объектов, условий, средств деятельности и др.) может быть выражено в словесно-понятийной форме.	Многие образы (целей, объектов, условий, средств деятельности или др.) не подаются корректной вербализации в форме понятий.
Оперативная, быстро изменяющаяся часть	Целостность. Высокая динамичность.	Фрагментарность. Недостаточная динамичность.
Неоперативная, относительно постоянная часть	Избыточность. Адекватность с допустимой погрешностью.	Неполнота. Не адекватность реальной ситуации, искаженность.
ПОНЯТИЙНАЯ составляющая модели	Характеристика профессиональных знаний: обширность, систематичность, готовность к припоминанию и использованию. Большинство понятий имеет конкретно-образные или абстрактно-образные аналоги и дериваты.	Характеристика профессиональных знаний: узость, несистематичность, отсутствие готовности к припоминанию и использованию. Большинство понятий не имеет образных аналогов.
ДЕЙСТВЕННАЯ составляющая модели	Действия, их цепочки и сочетания отображаются в сознании субъекта в виде образных и / или понятийных комплексов.	Большинство действий не может быть отображено в сознании субъекта в виде образных и/или понятийных комплексов.

Анализ компетенций является одной из главных задач формирования у персонала культуры безопасности.

## 6.7. Оценка компетенций лиц сложных систем безопасности в соответствии с международными стандартами.

Международные стандарты серий ИСО/МЭК [46], в частности российский ГОСТ Р МЭК 61508-1-2007 (Функциональная безопасность систем электрических, электронных, программируемых электронных, связанных с безопасностью) содержат требования и процедуру оценки компетенций лиц, участвующих в каких-либо действиях, связанных с полным жизненным циклом сложных систем безопасности.

Все лица, вовлеченные в любые действия, связанные с полным жизненным циклом безопасности, включая действия по управлению, **должны иметь соответствующую подготовку** (тренинг), технические знания, опыт и квалификацию, соответствующие служебным обязанностям, которые они должны выполнять.

Подготовка, опыт и квалификация всех лиц, участвующих в каких-либо

действиях, связанных с полным жизненным циклом безопасности, включая управление действиями по функциональной безопасности, *должны быть оценены* по отношению к конкретному применению.

При оценке компетентности лиц и выполнении своих обязанностей необходимо принимать во внимание следующее:

- а) Инженерные знания соответствующие данной области применения;
- б) Инженерные знания, соответствующие технологии (например, электрической, электронной, программируемой электроники, разработки программного обеспечения);
- с) Инженерные знания в области безопасности, соответствующие данной технологии;
- д) Знания основ правового и технического регулирования в области безопасности;
- е) Последствия в случае отказов (Е/Е/РЕ) систем, связанных с безопасностью: чем серьезнее последствия, тем более строгими должны быть спецификация и оценка компетентности;
- ф) Уровни полноты безопасности (Е/Е/РЕ) систем связанных с безопасностью: чем выше уровень полноты безопасности, тем более строгими должны быть спецификация и оценка компетентности;
- г) Новизна разработки, процедур разработки или применения: чем более новые и непроверенные разработки, процедуры разработки или применения, тем более строгими должны быть спецификация и оценка компетентности;
- h) Предыдущий опыт и его соответствие конкретным обязанностям, которые предстоит выполнить, а также технологии, которые предстоит использовать: чем выше требуемый уровень компетентности, тем меньше должен быть разрыв между компетентностью, приобретенной в результате предыдущего опыта, и компетентностью, которая требуется для выполнения предстоящих конкретных обязанностей;
- і) Соответствие квалификации конкретным обязанностям, которые предстоит выполнить.

Подготовка, опыт и квалификация всех лиц, привлеченных к любым действиям, связанным с полным жизненным циклом безопасности *должны быть документированы*.

## **6.8. Проводимые на АЭС Украины мероприятия по предотвращению ошибок персонала**

В данном разделе приводятся конкретные мероприятия по предотвращению ошибок персонала в ГП НАЭК «Энергоатом», сформулированные в докладах руководителей. Несмотря на то, что они касаются одной компании, их необходимо рассматривать как общие мероприятия, вытекающие из анализа нарушений эксплуатации и рекомендуемые для формирования высокой культуры безопасности. Как видим в числе предложенных мер называются и задачи и методы их решений:

- разработка и проведение противоаварийных тренировок;
- формирование у персонала культуры безопасности и исполнительской дисциплины;
- разработка программ подготовки на основании анализа деятельности и с применением средств программного обеспечения (корректировка программ);
- разработка учебных пособий для персонала;
- активное применение технических средств обучения;
- поддержание квалификации лицензированных специалистов;
- проведение периодического психофизиологического обследования оперативного персонала и при назначении на новую должность;
- проведение реабилитационно-оздоровительных мероприятий по результатам психофизиологического обследования.

Кроме приведенных, в ГП НАЭК “Энергоатом” были разработаны и введенные в действие отраслевые программы по предотвращению нарушений:

– Мероприятия по снижению числа нарушений в работе АЭС, составленные по результатам анализа нарушений за 2002 год и первое полугодие 2003 года.

– Отраслевая программа действий по снижению количества нарушений, разработанная на основании анализа событий, которые произошли на АЭС с 1992 года.

В результате внедрения мероприятий отраслевых программ, внедрения корректирующих мер по предотвращению повторений нарушений по результатам расследования снизилось число нарушений, причинами которых были:

- **Превышение проектного времени падения ОР СУЗ.**

За 2000 - 2001гг. было 5 нарушений из-за превышения проектного времени падения ОР СУЗ. В 2002-2004 годах нарушений станционного уровня из-за превышения проектного времени падения ОР СУЗ не было.

- **Замыкание гермопроходках типа ПГКК.**

В 2000-2001 гг. произошло 4 нарушения из-за замыкания в стопорных устройствах гермопроходок ПГКК. В результате внедрения программы поэтапной замены стопорных устройств на МКГ количество нарушений из-за замыкания в гермопроходках постоянно снижалось и в 1 п/г 2004 года нарушений из-за замыкания в гермопроходках не было.

- **Отказы пневмораспределителей.**

За 2000-2001гг. на АЭС было 6 нарушений из-за отказа пневмораспределителей, в 2002году – 2 нарушения, в 2003 и в 1 п/г 2004 года нарушений из-за отказа пневмораспределителей - не было.

- **Отказы БКЛ.**

В 2000-2001гг. произошло 4 учетных нарушения, связанных с отказами БКЛ (электронный блок контроля логики), в 2002 году – 4 нарушения. Благодаря внедрению программы поэтапной замены БКЛ на

модернизированные, количество нарушений в 2003 году по этой причине снизилось до 1, а в 1 полугодии 2004 году подобных нарушений не было.

## **Выводы**

С помощью постоянного анализа всех эксплуатационных отказов и отклонений в работе АЭС (в том числе незначительных) может быть определено и проконтролировано реальное текущее состояние АЭС, ее слабостей, проблем безопасности, надежности и Культуры Безопасности.

Регулярная самооценка эксплуатационных показателей АЭС, основанная на анализе нарушений - эффективный метод для своевременного обнаружения и устранения любых нерешенных проблем безопасности, а также для отслеживания тенденций по оборудованию, персоналу и общей эффективности станции.

Для того, чтобы эффективно формировать Культуру безопасности организации необходимо оценивать и анализировать видимое поведение организации, группы, индивида, исследовать иерархию их ценностей в отношении безопасной эксплуатации и на основе полученной информации применять к ним меры корректирующего и профилактического характера.

## **Вопросы для самоконтроля.**

1. Назовите основные анализы и отчеты безопасности.
2. Как происходит учет и распространения опыта эксплуатации.
3. Назовите основные требования документов МАГАТЭ к формированию культуры безопасности.
4. Сформулируйте основные положения концепции компетенций.
5. Назовите типы базовых качеств в концепции компетенций.
6. Расскажите о шкалах компетенций "едва заметных расхождений" (ЕЗР).
7. Расскажите о шкалах измерения компетенций.
8. Перечислите проведенные на АЭС Украины мероприятия по предотвращению ошибок персонала.
9. Объясните, в чем заключается фундаментальный принцип управления безопасностью.
10. Перечислите, что содержит в себе система управления безопасностью.
11. Объясните с помощью чего достигается высокий уровень безопасной эксплуатации АЭС.

## ГЛАВА 7. СОСТАВЛЯЮЩИЕ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ

Приверженность культуре безопасности должна осуществляться взаимосвязано на трех уровнях:

- на политическом уровне;
- на уровне руководителей;
- на индивидуальном уровне.

Эта взаимосвязь детально представлена на рисунке 7.1.



Рис.7.1. Составляющие культуры безопасности

Как видим из рис. 7.1, разработанного МАГАТЭ, приверженность культуре безопасности на индивидуальном уровне является высшим



достижением (уровнем) состояния культуры безопасности, это конечная цель становления культуры безопасности. В тоже время приверженность культуре безопасности на политическом уровне является основой, началом формирования культуры безопасности. Приверженность культуре безопасности на уровне руководителей – это, прежде всего, организация повседневной и кропотливой работы по достижению целей безопасности.

### 7.1. Приверженность культуре безопасности на политическом уровне



В любой важной деятельности действия людей обусловлены требованиями, устанавливаемыми на высоком уровне. Таким уровнем, влияющим на безопасность атомных станций, является законодательный уровень, обеспечивающий национальную основу для культуры безопасности.

Правительство реализует свою ответственность за безопасность атомных станций и других потенциально опасных установок с целью защиты населения и окружающей среды, прежде всего путем создания (принятия) соответствующего законодательства. Заметим, что в соответствии с общими рекомендациями (МАГАТЭ), законодательства государств должны соответствовать международным требованиям, а конкретные требования обеспечения безопасности должны быть не ниже рекомендуемых.

Законодательство поддерживается необходимыми консультативными и регулирующими органами, которые имеют достаточный квалифицированный персонал, ресурсы и власть для исполнения своих обязанностей, а также обладают свободой, чтобы работать независимо.

Такой же подход должен применяться и к отдельным организациям. Политика, проводимая на высоком уровне, способствует формированию рабочей атмосферы и условий, в которых действуют отдельные лица.

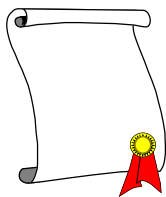
Несмотря на различие путей воплощения политики безопасности в разных организациях, для всех организаций существуют общие черты установления и приверженности культуре безопасности на политическом уровне, рис.7.2.



Рис. 7.2. Составляющие культуры безопасности на политическом уровне

Рассмотрим **составляющие и требования** культуры безопасности на политическом уровне. Такой подход означает, что входит в понятие и что обязательно должно выполняться на этом уровне.

- Заявление о политике



Любая организация, которая осуществляет деятельность, влияющую на безопасность атомных станций, должна четко определить свою ответственность в заявлении о политике в области безопасности.

Эксплуатирующая организация несет полную и официальную ответственность за безопасность эксплуатируемых ею станций. Заявление эксплуатирующей организации в области безопасности должно быть понятным и должно доводиться до ведома всего персонала. В таком заявлении должно говориться о приверженности достижению наилучших показателей во всех видах деятельности, важных для безопасности атомных станций. Заявление о безопасности должно объяснять, что безопасность атомной станции является самым высоким приоритетом, превосходящим при необходимости фактор производства и соблюдения графика работ.

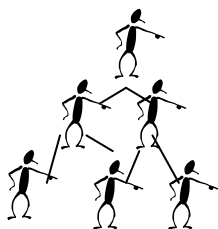
Так, в «Заявлении ГП НАЭК «Энергоатом» о политике в области безопасности» эксплуатирующая организация ГП НАЭК «Энергоатом» провозглашает, что «ГП НАЭК «Энергоатом» принимает на себя всю полноту ответственности за безопасность атомных электростанций на всех

этапах жизненного цикла и устанавливает безусловный приоритет обеспечения безопасности перед другими задачами».

Аналогичные заявления о политике в области безопасности существуют на всех атомных станциях Украины, и доводятся до сведения всего персонала станций.

Поставщики услуг, включая тех, которые отвечают за проект, изготовление оборудования, строительство, исследования, также влияют на безопасность атомных станций. Они несут ответственность за качество производимой продукции и услуг, особенно тех, которые важны для безопасности. Основой культуры безопасности для поставщиков услуг является установление директивной политики и практических методов достижения качества и тем самым положительного влияния на безопасность при будущей эксплуатации.

- Структура управления



Реализация политики культуры безопасности требует четкого разделения ответственности во всех делах, связанных с безопасностью. Должно быть строго определено разграничение полномочий во всех делах, влияющих на безопасность АЭС, путем четкого установления структуры подчиненности и небольшого числа простых связей. Структура управления, а также должностные обязанности должны быть документально

закреплены.

Официальная ответственность за безопасность станции лежит на эксплуатирующей организации, а делегированные полномочия – на администрации станции.

Для поставщиков услуг аналогичные требования к структурам управления сводятся к тому, чтобы за счет структуры управления и определения должностных обязанностей обеспечить четкое установление ответственности за качество продукции.

- Ресурсы



Для обеспечения безопасности должны выделяться соответствующие ресурсы.

Необходимо иметь достаточно опытного персонала, в помощь которому, при необходимости, должны привлекаться консультанты, подрядчики. Работы, связанные с безопасностью атомных станций, должны выполняться без неоправданной спешки или давления, без чрезмерных перегрузок персонала. В качестве жизненно важного элемента для безопасности рассматривается подготовка персонала.

Финансирование должно быть достаточным для обеспечения персонала, занятого на всех, связанных с безопасностью работах, необходимым оборудованием, приспособлениями, вспомогательной технической

инфраструктурой. Таким образом, рабочая атмосфера, подкреплённая достаточным финансированием, должна способствовать эффективному выполнению персоналом своих обязанностей.

- **Саморегулирование**



Саморегулирование означает анализ опыта эксплуатации АЭС и принятие мер по ее совершенствованию, поддержке политики регулярной оценки самой организацией её собственной деятельности, касающейся безопасности АЭС, и корректировка этой деятельности.

Другими словами, все организации, деятельность которых влияет на безопасность атомных станций, должны постоянно проводить политику регулярной оценки своей деятельности. Сюда относится, к примеру, подготовка персонала, использование эксплуатационного опыта и контроль изменений проекта, модернизации станции, анализ процедур эксплуатации.

Регулярная оценка деятельности должна также реализовываться путём привлечения компетентных сторонних организаций или лиц.

## **7.2. Приверженность культуре безопасности на уровне руководителей**

Приверженность культуре безопасности на уровне руководителей означает, что руководители уделяют внимание регулярному рассмотрению влияющих на безопасность процессов, проявляют заинтересованность в решении наиболее значимых вопросов ядерной безопасности по мере их возникновения, подчеркивают важность безопасности при контактах с персоналом.

### ***7.2.1. Составляющие культуры безопасности. Требования к руководителям.***

На позицию отдельного работника в большой степени влияет та рабочая атмосфера, в которой он выполняет свою деятельность. Непременным условием формирования высокой культуры безопасности на индивидуальном уровне является формирование окружающей обстановки и поощрение позиций, ведущих к повышению безопасности. Именно руководители ответственны за введение и поддержание такой практики.

Общие требования, которые предъявляются к руководителям с точки зрения создания атмосферы, способствующей поддержанию и повышению безопасности, рассматриваются ниже, рис.7.3.

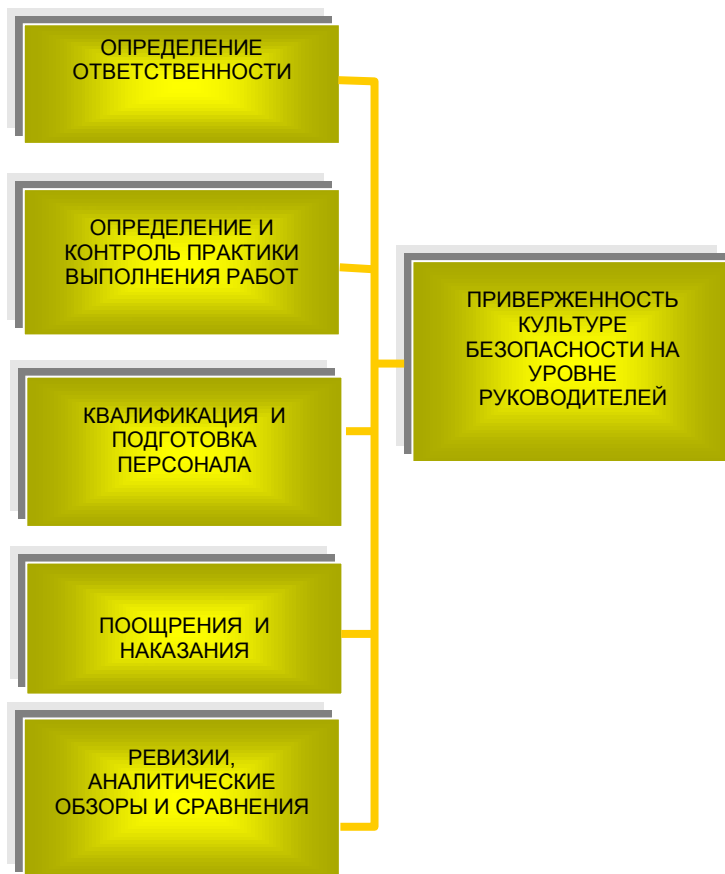
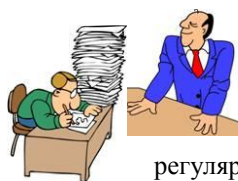


Рис. 7.3. Составляющие культуры безопасности на уровне руководителей

- Определение ответственности



Ответственность за безопасность, возлагаемая на отдельных лиц, определяется и документируется достаточно детально для того, чтобы избежать неоднозначного толкования. При этом определение ответственности отдельных лиц в коллективе регулярно пересматривается.

Руководители должны обеспечивать условия, чтобы работники знали и понимали свои обязанности и пределы ответственности, а также обязанности и ответственность ближайших коллег и руководителей.

- Определение и контроль практики выполнения работ



Руководители должны обеспечивать неукоснительное и точное исполнение работ, связанных с безопасностью. Руководители должны обеспечить условия выполнения всех задач в соответствии с установленными требованиями к качеству, организовав систему надзора и контроля.

Такая же политика должна постоянно поддерживаться поставщиками услуг.

- Квалификация и подготовка персонала



Руководители должны обеспечивать условия, чтобы компетентность персонала полностью обеспечивала квалифицированное исполнение им должностных обязанностей.

Процедуры отбора и назначения персонала обязательно должны учитывать наличие соответствующей квалификации как по объему знаний, так и по образованию.

Руководители должны обеспечивать необходимую подготовку и периодическую переподготовку персонала. Так, на всех украинских АЭС функционируют учебно-тренировочные центры, которые укомплектованы квалифицированным, опытным персоналом и оснащены полномасштабными тренажерами соответствующих блоков – прототипов, а также современными техническими средствами обучения.

Обязательной составной частью программ подготовки персонала должна быть оценка его технической компетентности (аттестации, экзамены и т.п.).

Обучение персонала постепенно должно охватывать более широкую сферу, чем только техническое мастерство и знание инструкций. Оно должно обеспечивать понимание каждым работником значимости его обязанностей и последствий ошибок, часть из которых вызваны неправильными представлениями, недостаточной старательностью из-за недооценки того риска, с которым они связаны.

При этом важно помнить, что подготовка персонала должна рассматриваться как вложение средств, а не как издержки.

- Поощрения и наказания



Во исполнение принципов культуры безопасности важна правильная политика поощрений и наказаний. Важно, чтобы на атомных предприятиях система вознаграждения не поощряла высокий уровень производства, если это идет во вред безопасности. Поэтому основанием для вознаграждения не может

быть только уровень производства, должны учитываться также показатели безопасности.

Важно, чтобы ошибки, если они происходят, были не предметом разбирательства, а источником опыта, из которого может быть извлечена польза.

Поощряется стремление любого работника определять и сообщать о недостатках в своей работе с целью помочь себе и другим избежать подобных трудностей в будущем.

Но это не означает, что не применяются меры наказания в случае повторяющихся просчётов, грубых ошибок. Здесь нужно соблюдать тонкое равновесие.

Санкции применяются таким образом, чтобы не побуждать к сокрытию ошибок.

- Ревизии, аналитические обзоры и сравнения



Руководители должны применять практику мониторинга по совершенствованию деятельности и процедур, направленных на повышение уровня безопасности АЭС. Эта практика должна включать в себя экспертизу изменений эксплуатационных параметров, требований к техническому обслуживанию и

ремонту, модернизации станции и т.п.

Должны проводиться регулярные оценки программ подготовки персонала, процедур его назначения, практики выполнения работ, контроль документации и системы обеспечения качества. При необходимости должны привлекаться независимые эксперты для расширения диапазона взглядов и опыта в плане контроля системы управления безопасностью.

Руководители должны так организовать эту работу, чтобы из любых источников соответствующего опыта, исследований, технических разработок, данных эксплуатации и значимых для безопасности событий можно было извлечь пользу.

Основная цель заключается в том, чтобы ни одно связанное с безопасностью событие не было оставлено без внимания, чтобы были внесены нужные исправления для предотвращения повторений связанных с безопасностью аномальных событий, независимо от того, где они произошли впервые. Система обратной связи от опыта эксплуатации должна также обобщать информацию о хорошей эксплуатационной практике, которая потенциально может способствовать повышению уровня безопасности.

Всеми вышеперечисленными способами руководители должны демонстрировать свою приверженность культуре безопасности и побуждать ее у других работников. Созданная таким образом рабочая атмосфера формирует у работника стремление к высоким показателям в работе и с точки зрения эффективности, и с точки зрения безопасности.

При отсутствии подлинных и зримых проявлений приверженности культуре безопасности на примере личного поведения невозможно убедить остальных сотрудников предприятия в важности обеспечения безопасности

по сравнению с другими проблемами. Слова, не подкреплённые делами, создадут лишь иллюзию безопасности, что приведет к появлению поверхностной, а не истинной культуры безопасности.

### 7.3. Приверженность культуре безопасности на индивидуальном уровне

На высоких уровнях – политическом, на уровне руководителей – создается атмосфера для формирования культуры безопасности. Но такая атмосфера должна восприниматься и поддерживаться персоналом, так как именно от персонала напрямую зависит безопасность станций.



Необходимо, чтобы персонал на всех уровнях воспринимал такую атмосферу, поддерживал, то есть на своем уровне действовал в соответствии с принципами культуры безопасности. Но как персонал должен себя вести и что конкретно от него требуется?

Приверженность культуре безопасности на индивидуальном уровне определяется следующими составляющими, рис.7.4:

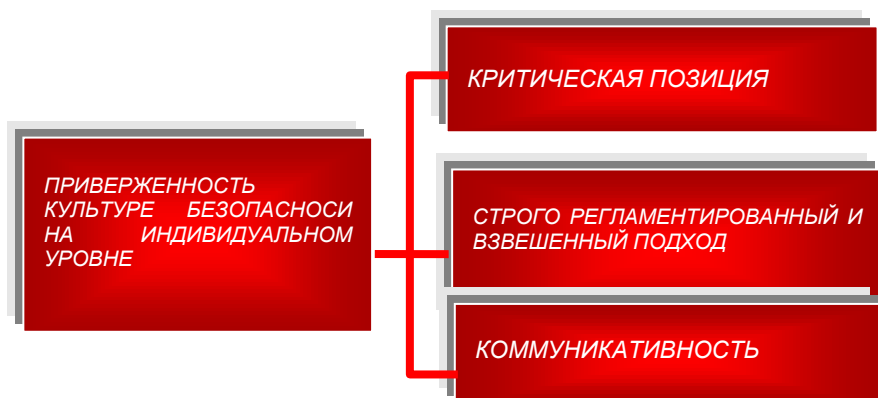


Рис. 7.4. Составляющие культуры безопасности на индивидуальном уровне

#### 7.3.1. Составляющие культуры безопасности. Требования на индивидуальном уровне

- Критическая позиция



Критическая позиция подразумевает, что человек-оператор, прежде чем приступить к выполнению каких-либо задач, связанных с безопасностью, должен осознавать и понимать ее. Он должен мысленно проверить себя по следующим вопросам.



Понимаю ли я задачу?



В чем состоит моя ответственность?

Какова её связь с безопасностью?



Достаточно ли мои знания для выполнения работы?

В чем состоит ответственность других?



Возможны ли какие-либо непредвиденные обстоятельства?



Нужна ли мне помощь?



Какие могут быть ошибки?



Какие могут быть последствия отказов или ошибок?



Что нужно сделать, чтобы избежать ошибок или отказов?



Что я должен делать, если отказ произойдет?



Новые и необычные задачи, влияющие на безопасность, должны выполняться по программам, составленным в соответствии с установленными требованиями к безопасности.



- Строго регламентированный и взвешенный подход

При выполнении работ, влияющих на безопасность, каждый работник должен придерживаться строго регламентированного и взвешенного подхода. Такой подход включает:

- правильное понимание рабочих процедур;



- точное исполнение этих процедур;



- готовность к неожиданному развитию событий;



- прекращение работы и обдумывание возникшей проблемы;



- обращение за помощью при необходимости;



- особое внимание уделять своевременности выполнения заданий;



- исполнение работ с особой тщательностью;



- строгое следование установленной последовательности операций;



- Коммуникативность



Существенной для безопасности является коммуникативность работника, то есть качественное ведение документации, своевременное и полное информирование о своих действиях.

Коммуникативность работника предполагает наличие следующих составляющих.

Получение необходимой информации от других.

Например, при приёме смены персонал запрашивает как можно больше сведений о состоянии оборудования, о проводимых работах и проблемах, которые при этом возникали. Также нужно перед выполнением работы узнать или уточнить нужные исходные данные: нет ли обстоятельств, которые усложнят работу, или сделают её выполнение невозможным и т.п.



Передача информации другим.

Например, после выполнения работы необходимо доложить о выполнении или невыполнении работы, о



возникших проблемах и т.п.

Документирование и представление докладов о результатах работы независимо от того, рутинная она или необычная.

Записи в рабочей документации должны быть своевременными, полными, понятными, разборчивыми, аккуратными, достоверными.



### 7.3.2. Предложение новых инициатив в области безопасности.

Например, в 2003 году оперативный персонал Ровенской АЭС предложил администрации станции поменять график работы смены на более удобный с точки зрения нагрузок. Предложение персонала было внедрено – график работы был изменен, что способствовало улучшению психологического климата в коллективе, а, значит, и повышению безопасности.



Следует еще обратить внимание на документирование работы персонала. Для оперативного персонала существует правило и обязанность делать записи в оперативном журнале. После получения команды на проведение работы необходимо сделать запись в оперативном журнале: по чьей команде выполняется задание и ее содержание. После выполнения задания сделать запись в оперативном журнале о результатах и доложить вышестоящему руководителю.

Особо следует обратить внимание на порядок приема и сдачи смены. Смена принимается после доклада о состоянии оборудования вышестоящему руководству и с его разрешения. Смена принимается и сдается по общей команде начальника смены станции, после которой оформляется приемка-сдача подписью принимающего и сдающего смену.

## 7.4. Принцип STAR

Составляющие культуры безопасности на индивидуальном уровне можно представить в другом виде, который известен как принцип STAR (stop-остановись, think-подумай, act-действуй, review-проверь).



**Stop** – остановись - означает, что работнику перед выполнением ответственной работы необходимо оценить свою готовность к работе, сосредоточиться на задании.

**Think** – подумай - работник должен убедиться, что ему понятно задание и его цель; вспомнить, выполнял ли он его раньше, и какие проблемы при этом возникали; проанализировать, достаточно ли у него знаний, возможностей,

времени для выполнения работы; предусмотреть возможные осложнения при выполнении работы;

**Act** – дейстуй - означает, что нужно действовать согласно процедуре; следить за оборудованием, параметрами; регистрировать изменения и отклонения; при возникновении проблем остановить работу и обратиться за помощью.

**Review** – проверка - работнику нужно убедиться, что результат выполненной работы совпал с целью задания; оценить свои действия; сообщить руководителю и сделать записи о выполнении задания; передать свои наблюдения руководителю, коллегам.

Соблюдение каждым работником принципа STAR при выполнении работ, влияющих на безопасность, может стать последним барьером на пути к возможной ошибке.

Осознанное, продуманное, ответственное отношение к работам, связанным с безопасностью, должно стать неотъемлемой частью поведения персонала на всех уровнях. Правильная позиция персонала вносит незаменимый вклад в достижение высокого уровня безопасности атомных станций.

## 7.5. Организационные причины аварий

Очень часто, в вопросах анализа причин аварий на объектах повышенной опасности и АЭС, мы встречаем понятия "человеческий фактор" или "организационные причины", как причины аварий. Конечно, эти понятия связанные между собой. Большинство из организационных причин аварии рассмотрены в предыдущих разделах, но возвратимся к их рассмотрению по причинам важности этого вопроса. По оценкам отечественных и зарубежных исследователей вклад организационных причин составляет до 60% среди причин возможных аварий и даже больше. Так специалисты всемирно известной немецкой организации ТЮФ (TÜV SÜD Industrie Service, Munich, Germany) Томас Леч и Штефан Зайтц в своем докладе на пятой Международной научно-практической конференции по культуре безопасности на АЭС (Украина, Киев, 17.11.-19.11.2010 г.) [205] приводят такое распределение причин аварий (аварийных ситуаций) на АЭС Германии:

- Технические отказы и неисправности ~ 10 %
- Мягкие факторы (организационные причины) ~ 90 %, в том числе недостатки:
  - организации,
  - процессы,
  - ответственности,
  - опыта и навыков персонала,
  - другие недостатки.



Рис.7.5. Фото АЭС Германии из доклада Томаса Леча

По этой причине под эгидой международных структур в конце прошлого столетия была создана международная группа ученых для исследования этого феномена, окончательный отчет был напечатан в 1998 году. В переводе на русский наиболее детально материалы этого отчета изложены в работе ученых Обнинского центра психологических исследований "Организационная психология, организационная культура и культура безопасности в атомной энергетике" [206], которая вышла в 2009 году.

К организационным причинам отнесены следующие:

- ***Внешние факторы влияния.***
- ***Цели и стратегии.***
- ***Функции управления и надзора.***
- ***Распределение ресурсов.***
- ***Управление человеческими ресурсами.***
- ***Профессиональное обучение персонала.***
- ***Координация работ.***
- ***Организационное знание.***
- ***Определение и внедрение процедур.***
- ***Организационная культура.***
- ***Организационное обучение.***
- ***Коммуникации.***

Конечно, каждый из этих факторов влияет на работу предприятия вообще и безопасность и поведение персонала в аварийных ситуациях в том числе.

Следует отметить, что грани между факторами могут быть размытыми, так как выделение отдельных факторов довольно условно: факторы взаимозависимые и существует эффект их взаимного влияния, когда наличие одного из них служит причиной появления и проявления других. Так же, как понятие "организация", организационные факторы могут иметь характер процесса, представляя динамический аспект организации, или характер результата процесса. Понятно, что определить четко где заканчиваются действие одного фактора и начинается действие другого не всегда возможно, проще и более правильно попробовать отобразить схему их взаимной связи, которая отображено на рис.7.6.

Уже на основе этого рисунка можно определить суть каждого фактора и его влияние на безопасность, но в международном отчете, который упомянуто, есть отдельные определения каждого фактора и исследовано его влияние. Понятно, что все факторы, прежде всего, влияют на возможные ошибки персонала через некоторые аспекты, которые называют аспектами влияния. Далее приведем сначала определение каждого фактора.

Внешние факторы влияния являются факторами внешней среды, возникают за пределами границ корпораций, предприятий и эксплуатирующих организаций, могут повлиять на организационную культуру и деятельность.

Цели и стратегии – это организационные стремления высшего уровня (рис.7.6), т.е. те, что расставляют приоритеты в системе социальных ценностей, распределяют ресурсы, продвигают решение проблем

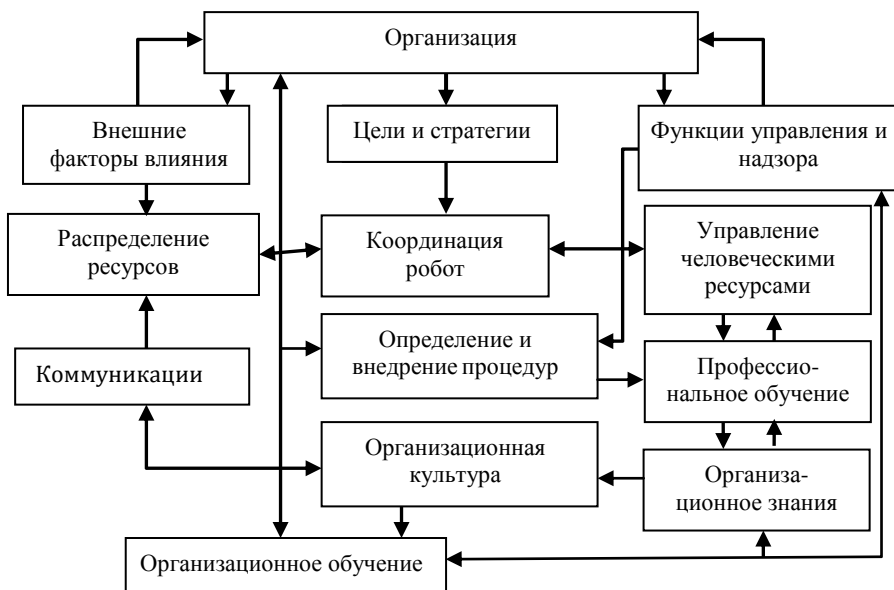


Рис. 7.6. Связь организационных факторов производства

безопасности, определяют долгосрочное планирование. И цели каждого конкретного ведомства, и цели каждого индивида должны быть подчинены таким целям и стратегиям. Сообразно ценностям культуры безопасности первостепенное значение в целях организаций, использующих атомную энергию, имеет цель обеспечения и повышения безопасности.

Функции управления и надзора – это приведение в состояние полного порядка управленческой деятельности по организации, планированию, контролю и процессам отслеживания проблем, а также по деятельности в поддержку целей и стратегий. Включает функции по управлению успешностью деятельности персонала.

Распределение ресурсов задает порядок – как спланировать, направить, распределить и отследить финансовые, человеческие, временные и технические ресурсы, чтобы поддерживать действия, требуемые целями и стратегиями организации.

Управление человеческими ресурсами – это определение специфики ролей, ответственности и отчетности в работе с персоналом предприятий. Это организация процессов найма с выработкой правил и критериев допуска к работе, профессиональный отбор; определение кадровых структур управления, должностей, перспектив развития; оценка персонала (включая сторонний персонал, работающий на контрактной основе): насколько он соответствует профессиональным требованиям в каждой должности.

Профессиональное обучение персонала. Обучение персонала выступает как процесс определения функций и задач производства и формирования знаний, умений и способностей, требуемых для выполнения задач безопасным и эффективным способом; это также процесс обеспечения подходящего обучения.

Координация работ – это процесс планирования, разработки программ, процесс объединения, распределения и использования ресурсов, определение ответственности по координируемым действиям.

Организационное знание обеспечивает такие условия, при которых грамотный в вопросах организации персонал видит формальные и неформальные процессы, процедуры, практикуемые способы и методы работы. Этот фактор характеризует не то, что работник выучил теоретически об организации работ, а то, как он реально действует в производственных условиях.

Определение и внедрение процедур, или процедурализация - это процесс разработки стандартов для деятельности на основе анализа функций и задач. Верификация (проверка) и оценка надежности правил, процедур и методов и их применение. Важный фактор, определяющий качество выполнения функций управления и надзора, задающий программы организационного обучения, предопределяющий правила функционирования остальных организационных факторов.

Организационная культура как организационный фактор имеет смысл общепринятых ценностей, норм, значений, отношений и восприятий членов



организации.

Организационное обучение - это процесс, в котором организации выявляют проблемы и обучаются на основе прошлого собственного опыта и опыта других организаций в целях улучшения будущей деятельности.

Коммуникации - это процесс, в котором происходит обмен информацией и формально, и неофициально, письменно и устно, внутри и вне организационных границ.

Итак, хотя на интуитивном уровне мы поняли составляющие каждого фактора, его влияние на деятельность и возможные ошибки человека в сложных ситуациях, обратимся к первоисточникам для детального описания. Под понятием "составляющие фактора" понимаем те обстоятельства, которые наиболее существенно определяют влияние данного фактора на успешность деятельности персонала вообще и при аварийных ситуациях в частности. Полное описание всех аспектов влияния всех организационные факторы приведены в [206], здесь приведем полное описание одного из них, например, "внешние факторы влияния". Еще раз укажем, что все это определено международной группой специалистов по безопасности. Итак, аспекты влияния данного фактора:

- Политическая ситуация.
- Законодательная и правовая система.
- Экономическая система.
- Аспекты общечеловеческой и национальной культуры.
- Социальное, образовательное, психологическое и физиологическое состояние трудоспособного населения в стране, регионе.
- Другие (внешние) учреждения и организации.
- Регулирующие властные структуры и органы надзора.
- Общественная мысль и восприятия.
- Сообщения средств массовой информации.
- Восприятие нанятыми служащими их рабочего статуса.

Комментарий этих аспектов влияния тоже кажется ненужным, но все же для однозначного понимания рассмотрим, например, последнее: "Восприятие нанятыми служащими их рабочего статуса". Если работник является полноправным членом коллектива, получает достойную зарплату, с ним считаются, его уважают - это нормальный статус. Но если он находится на позиции "раба", его унижают, принуждают выполнять работу, которая не отвечает его квалификации и тому подобное - ожидать от такого служащего адекватных действий защиты организации во время аварии - маловероятно.

А сейчас рассмотрим механизм психологического влияния этого фактора (*Внешние факторы влияния*) на поведение человека, т.е. *психологические аспекты* влияния данного фактора.

Самое понятие "влияние" говорит за себя: работники организации воспринимают, переживают, реагируют на получаемую из внешних сфер информацию, что они должны воспринимать чаще всего как руководство к действию. Механизмы, которыми работники организации

приспосабливаются к внешним влияниям, отражают стратегии формирования культуры самой организации, стиля поведения ее членов - руководителей, рядовых работников. Во многих случаях носителями внешних влияний на организацию могут быть сами члены этой организации. Внешние влияния могут быть идентифицированы, их можно отследить и отреагировать на них, но их невозможно прямо контролировать или значительно изменять силами и усилиями самой организации.

Однако *внешние факторы влияния*, безусловно, влияют на способ, которым организация достигает своих целей. Поэтому очень важно, например, чтобы регулирующие и надзорные органы понимали и учитывали, какое именно влияние делают на организационную культуру и деятельность предприятий разрабатываемые ими процедуры, разрешения и запреты, программы, полисы, порядок лицензирования и введение норм. В исследовании влияния внешних условий и организаций на переживания и поведение людей важно учитывать особенности восприятия человеком информации: подготовленность людей к восприятию информации, своевременность ее поступления и адекватность ожидания работников организации, понятность, доступность, возможность адекватного реагирования, их сопряженность с системой корпоративных, моральных и психологических ценностей.

Отметим, что административно-управленческие и организационные решения, направленные на формирование культуры безопасности производства, начинаются с создания правовой основы, с разработки норм и правил работы.

*Внешние влияния* как производная инфраструктуры в наибольшей мере, чем другие организационные факторы, определяются спецификой национальной культуры и зависят от особенностей каждой страны и даже региона расположения предприятия, особенно, если речь идет о ведущих странах с большой географией и много национальным населением, например о США, Бразилии, Мексике или Китае и, конечно же, о России.

Такой подход рассматривает организационные факторы как "опережающие" в проблемах достижения безопасности и назван "проактивным" (предупредительным), т.е. направленным на активность, на действие для получения будущей "правильной" ситуации. Т.е., такой анализ и обобщения информации с состояния безопасности и оценки эффективности организационных мер проводится для того, чтобы:

- построить диагноз ситуации, рассмотреть латентные, т.е. еще скрытые от невооруженного (знаниями) глаза "предболезненные" признаки опасности, которая надвигается, в действующей социотехнической системе (АЭС);
- разработать модель нормы, т.е. необходимого для обеспечения безопасности состояния, и разобраться в препятствиях, которые мешают вывести социотехническую систему в необходимое состояние;

- выстроить программу мер защиты, что обеспечивают сокращение риска развития аварийных процессов;
- привести в действие эти защитные меры.

Такой подход ориентирован на предотвращение событий нарушений в работе предприятия и включает организационные меры относительно развития опасных событий. Главным аналитическим действием при таком подходе есть построение образно-концептуальных моделей будущей ситуации - какой она будет, если не вмешаться в текущую ситуацию, имеющую скрытые или явные отрицательные тенденции.

В качестве **выводов** сформулируем приоритетные задачи по повышению Культуры безопасности на АЭС:

- Поддержка руководителями и демонстрация приверженности Политики безопасности.
- Достижение того, чтобы Культура безопасности стала ключевым элементом в управлении деятельностью станции.
- Формирование у персонала мышления, направленного на безопасность, использование в работе принципа STAR.
- Открытая атмосфера и эффективная передача информации о выявленных недостатках и несоответствиях.
- Обучение персонала принципам Культуры безопасности с использованием примеров хорошей практики и эксплуатационного опыта.

### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Перечислите взаимозависимые уровни культуры безопасности?
2. Объясните, какие требования предъявляются к политическому уровню?
3. Объясните, какие требования предъявляются к уровню руководителей?
4. Объясните, какие требования предъявляются к индивидуальному уровню?
5. Объясните принцип STAR?

## ГЛАВА 8. РОЛЬ ЧЕЛОВЕЧЕСКОГО ФАКТОРА В ОБЕСПЕЧЕНИИ БЕЗОПАСНОСТИ

### 8.1. Надёжность персонала - условие безопасности

Безопасность работы АЭС напрямую зависит от надежности техники и надежности персонала. Одним из определяющих параметров надежности персонала является безошибочность действий человека, особенно человека-оператора.

В ядерной энергетике процент аварий по вине персонала достаточно велик. По разным оценкам - от 15 % до 40% всех аварий, и от 20 % до 80% всех нарушений на АЭС, в том числе, и самых серьезных, прямо или косвенно связаны с ошибками персонала.

Анализ причин и последствий аварии на АЭС «Три Майл Айленд» привел к всестороннему пересмотру подходов к безопасности АЭС и признанию того, что *человек является важнейшим звеном в обеспечении безопасности*. Тогда же был введен термин «человеческий фактор» (ЧФ). Были также созданы лаборатории ученых по изучению вероятных ошибок человека-оператора, результатом работы которых явились методики по изучению вероятных ошибок при выполнении различных технологических операций эксплуатации АЭС, в том числе во время ремонта [51].

Как уже было сказано ранее, детальный анализ причин Чернобыльской катастрофы выявил глубинные процессы (причины) аварии, что, в общем, привело к возникновению термина «культура безопасности».

Представление о сложности работы оператора АЭС дает фотография блочного щита управления [14], рис. 8.1 (БЩУ-О). Заметим, что кроме приведенного на рис. 8.1 оперативного блочного щита управления, расположенного на 21 вертикальном щите шириною 1м каждый и пультов управления (специальные столы в количестве 21 шт. с приборами, ключами и переключателями), слева и справа от БЩУ-О расположен так называемый блочный щит управления неоперативный - БЩУ-Н, левый и правый, где расположены электронные блоки управления. Операторы должны знать не только назначение каждого прибора и значение каждого сигнала, но и знать, как надо поступать, какие действия предпринять, для обеспечения нормальных условий работы и при появлении отклонений в работе оборудования и авариях. Конечно же, у них есть все инструкции (процедуры), для всех режимов работы энергоблока, но объем информации очень большой и очень велика ответственность за выполняемые действия.



Рис. 8.1. Пульт управления энергоблоком Запорожской АЭС.

Человек может стать оператором, как уже было показано в предыдущих главах, в результате жесткого профотбора, длительного обучения и постоянного образования и самообразования. И все же он может ошибаться. Интересны по этому поводу исследования американских коллег о зависимости вероятности ошибки человека-оператора от уровня его подготовки, рис. 8.2.

Выполнение работы оператором, вероятность ошибки зависит от его **знаний, умений и навыков**. Она уменьшается с обретением оператором опыта работы. Как видно из графика, вероятность ошибки при выполнении работы за какое-то отведенное время меньше, когда **знание**, в процессе обучения, трансформируются в **умения и навыки**. Эти зависимости являются (иллюстрируют) теоретической базой обучения и тренинга, рис.8.2.

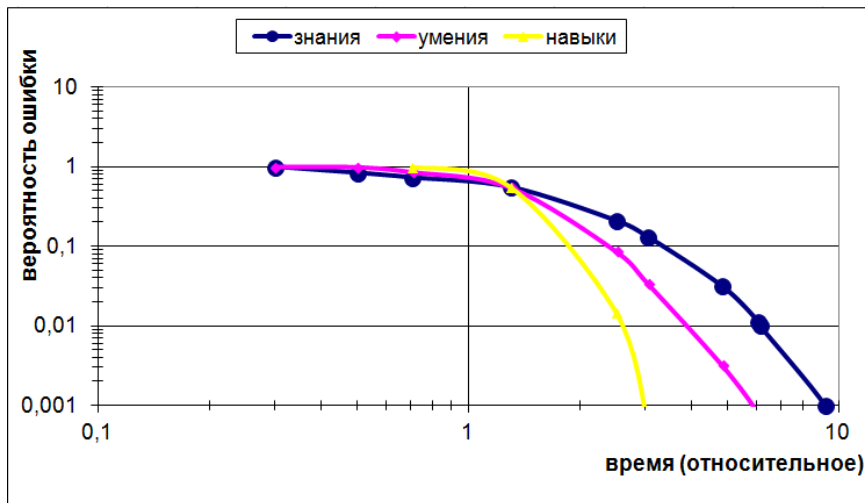


Рис. 8.2. HCR модель. Зависимость вероятности ошибки оператора от уровня его подготовки

Рисунок 8.2 относится к модели поведения человека, которая учитывает, что вероятность ошибки, зависит от природных способностей человека-оператора и его обучения (HCR - Human Cognitive Reliability (надежность человека как функция его способностей)). В случаях простых действий оператора, которые зависят больше от его способностей, вероятности ошибок из этого графика можно учитывать в дереве отказов, т.е. эти данные являются представительной выборкой. Разработано несколько моделей расчетов человеческого фактора, наиболее распространенные будут рассмотрены ниже.

## 8.2. Основные определения и требования нормативной документации

Материал данного раздела изложен в соответствии с ОПБ.

**ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЙ ПЕРСОНАЛ АЭС** - персонал, осуществляющий эксплуатацию АЭС.

Сюда включается и приглашенный персонал, если он используется на работах, предусмотренных регламентом эксплуатации.

Персонал каждой АЭС, в том числе занятый техническим обслуживанием, должен проходить подготовку в учебно-тренировочных пунктах и центрах с использованием тренажеров и на рабочем месте, проверку знаний и дублирование перед допуском к самостоятельной работе, а также периодическую переподготовку - в соответствии действующими правилами.

При подготовке и переподготовке персонала должно быть уделено особое внимание его действиям и взаимодействию при авариях, отработке практических навыков управления РУ и АЭС.

Подготовка персонала должна вестись с учетом анализа имевших место в прошлом ошибок, обеспечивать понимание и знание им последствий

возможных ошибок для безопасности персонала, населения и окружающей среды.

Одним из наиболее ответственных звеньев системы управления и обеспечения безопасности является оператор, а именно ее регулятором и одновременно субъектом управления блока АЭС. Оператор становится центральным звеном системы управления, выполняющим наиболее ответственные задачи:

- восприятие и ретрансляцию информации, поступающей в той или иной форме от управляемого объекта;
- анализ информации и принятие решения, т.е. выработку управляющей информации;
- программирование работы и контроль за работой всей системы или ее частей, исполнение той или иной команды, т.е. выполнение действий, непосредственно направленных на преобразования управления объекта [48].

Этот объем задач может быть выполнен при обучении оперативного персонала для АЭС в учебно-тренировочных центрах (УТЦ).

Одним из важных моментов в обучении в УТЦ является отработка действий оператора при переходных процессах, при скоростях процесса, начиная от возникновения нарушения до появления необратимых изменений в технологическом процессе.

По расчетам, представленным в [49] показано, что из-за того, что скорость изменения параметров в технологическом контуре (на опыте НВАЭС) сокращается в зависимости от номинальной единичной тепловой мощности блока:

на **I** блоке ( $N = 750$  Мвт) - около 100 с

на **III** блоке ( $N = 1375$  Мвт) - 40-50 с

на **V** блоке ( $N = 3000$  Мвт) - около 20 с

Поэтому учет сенсомоторной реакции оператора должен отрабатываться только в УТЦ.

Оперативному персоналу, в руках которого находится безопасность блока АЭС, необходимо оперативно реагировать на отклонения от штатных ситуаций, возникающих по самым разным причинам, включая и те, которые вызваны некачественным ремонтом. В связи с этим, основными целями обучения на УТЦ являются:

- обеспечение безопасной эксплуатации во всех, в том числе, непредвиденных условиях и локализация аварийных ситуаций, если авария все же произошла;
- достижение максимальной экономической эффективности работы энергоблока (Глубина выгорания, максимизация теплотехнического КПД энергоблока [49].

Требования к квалификации персонала АЭС устанавливаются эксплуатирующей организацией в составе программ подготовки персонала.

**ОШИБКА ПЕРСОНАЛА** - единичное непреднамеренное неправильное воздействие на управляющие органы или единичный пропуск правильного

действия; или единичное непреднамеренное неправильное действие при техническом обслуживании оборудования и систем, важных для безопасности.

Это случайная механическая ошибка, совершаемая в результате какого-либо неверного действия, или пропуска правильного действия.

Возможность совершения ошибки устанавливается в результате анализа руководств по действиям персонала в тех или иных условиях.

**ОШИБОЧНОЕ РЕШЕНИЕ** - неправильное непреднамеренное выполнение или невыполнение ряда последовательных действий из-за неверной оценки протекавших технологических процессов.

Это логическая ошибка оператора или другого исполнителя работы, влекущая за собой целую последовательность неправильных действий, составляющих алгоритм ошибочного решения, реализуемый в соответствии с технологическим регламентом и инструкциями по эксплуатации.

**ЧЕЛОВЕЧЕСКИЙ ФАКТОР** – причины рисков (в сложных современных технологиях), связанные с ошибками человека.

### **8.3. Влияние ошибок человека на возможность возникновения аварии на АЭС (на основании опыта эксплуатации)**

Рассмотрим типичные примеры ошибок персонала АЭС на основании опыта эксплуатации и выводы, вытекающие из них.

**Пример 1.** При срабатывании аварийной защиты оператор должен продублировать её нажатием кнопки аварийной защиты. Если он не выполняет это действие, в большинстве случаев последствия не наступают, автоматика отработывает сама.



**Вывод 1.** *Не каждая ошибка персонала ведет к аварии*, некоторые из них почти не сказываются на ходе технологического процесса, поскольку их компенсируют другие события и действия, или работник имеет резерв времени, чтобы обнаружить ранее допущенную им ошибку и устранить её до наступления неконтролируемых событий.

**Пример 2.** В 2000 г. На втором блоке РАЭС незакрытие арматуры за неопределенное время до события (примерно несколько недель) привело к поступлению воды из первого контура в бокс парогенератора и снижению уровня в бассейне выдержки и бассейне перегрузки при загрузке свежего топлива.



**Вывод 2.** *Последствия некоторых ошибок могут проявиться не сразу.*

По данным EDF (Electricite de France) в более, чем 600 инцидентах, произошедших по вине персонала, немедленное наступление последствий ошибок наблюдалось лишь в



половине случаев; другая половина инцидентов произошла с задержкой относительно момента совершения ошибки. Эта задержка может составлять от 10-20 мин до нескольких недель.

Такие ошибки приобретают статус ошибок-ловушек, которые кажутся безвредными, но в сочетании с другими обстоятельствами (сбоями автоматики, режимными отклонениями, дополнительными ошибками) могут привести к инцидентам, авариям.

**Пример 3.** В 2004 г на ЮУАЭС при выводе в ремонт воздушной линии электропередач работник ошибочно воздействовал на ключ выбора режимов блочного выключателя, что немедленно привело к аварийному отключению блока.



*Вывод 3. Часть ошибок оператора приводит к немедленному наступлению нежелательных последствий, в том числе аварий.*

#### 8.4. Классификация ошибок персонала на основании опыта эксплуатации

Совершенно очевидно, что ошибки персонала, особенно операторов, представляют бесспорную угрозу безопасности атомной станции. Ошибки операторов АЭС - не столь частое явление (диапазон вероятности  $\sim 10^{-3}$ ), однако их цена может оказаться очень высокой.

Ошибочные действия персонала можно условно разделить на три категории:



1) случайная ошибка-промах (нечаянные пропуски, оплошности в связи с невнимательностью, растерянностью, сниженным самоконтролем, психоэмоциональным состоянием и другими факторами);



2) ошибка по незнанию (неправильная оценка и анализ, недостатки профессиональной подготовки и тренировки, интеллектуальных показателей);

3) сознательно неправильное действие (осознанные нарушения процедур, норм и правил с целью «упрощения задачи», «рационализации» – псевдоусовершенствование). Очень часто сознательное нарушение делается, исходя из благих побуждений, – работник стремится сделать

лучше, быстрее.



Чаще всего в ошибках персонала присутствуют элементы разных категорий: где-то работник идет на сознательное нарушение, потом случайно ошибается и т.д.

Существует множество других классификаций ошибок персонала по разным признакам, но более важно знать причины ошибок.

Практически все исследователи человеческого фактора в атомной энергетике коренными причинами ошибок персонала АЭС называют следующие:

- эргономика;
- организация работы и управление (включая надзор, контроль, координацию взаимодействия подразделений);
- процедуры (наличие и качество);
- коммуникация;
- подготовка персонала;
- личные качества (невнимательность, неосторожность, самонадеянность, неаккуратность, безответственность, небрежность, несоблюдение процедур и т.п.).

## **8.5. Научные исследования в сфере человеческого фактора.**

### **8.5.1. Концептуальная модель**

Представление о ЧФ, возможность осуществить постепенный, поэтапный подход к его изучению дает концептуальная модульная модель SHEL [50]. Схематично модель имеет вид отдельных блоков-модулей, которые отображают разные составляющие эргатической системы, рис. 8.3. Модульный принцип построения модели путем постепенного добавления по одному блоку-модулю дает возможность наглядно представить необходимость сопоставления отдельных ее компонентов. SHEL - аббревиатура, которая составлена из начальных букв составных модулей: SOFTWARE (программное обеспечение) - установки (процедуры, символы); HARDWARE (аппаратные средства) - объект (машина); ENVIRONMENT (среда) - среда, в котором должны действовать составные элементы системы; LIVEWARE (персонал)- субъект (человек). Эта модель была разработана Эдварсом в 1972 году, а после дополнена иллюстрацией - диаграммой Хоукинса. Она не отображает взаимосвязи между модулями, которые находятся вне границ ЧФ (объект - объект, объект - среда, установка - объект) и рассматривается лишь как вспомогательное средство для понимания ЧФ.

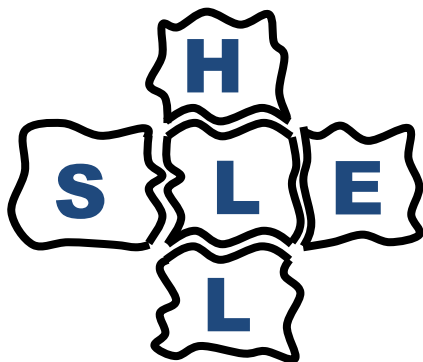


Рис.8.3. Модель SHEL по Хоукинсу

***L - (Liveware) Субъект.*** В центре модели находится человек - наиболее весомый и гибкий компонент системы. В условиях производства человек ограничен требованиями должностной инструкции - перечнем функциональных обязанностей, всяческими условностями и ограничениями, большинство из которых можно предусмотреть и регламентировать. Границы центрального модуля - модели человека - сложные и аморфные. Волнистая линия отображает эту особенность модуля. Другие модули модели должны быть максимально пригнанные к нему для предотвращения нежелательного напряжения и возможных срывов в системе. Для обеспечения такой согласованности необходимо понимание характеристик человека как центрального компонента системы. Некоторые из наиболее важных характеристик системы приведены ниже.

***Физические размеры и форма.*** При проектировании любого рабочего места, большей части оборудования и приспособлений жизненно важную роль играют данные о размерах и двигательных функциях разных частей человеческого тела, которые отличаются один от другого в зависимости от возраста человека, его этнической принадлежности, пола и т.д. Решения должны приниматься на начальных этапах проектирования, данные для этого могут быть получены из *антропометрии и биомеханики*.

***Физиологические потребности.*** Данные о человеческих потребностях в пище, воде и кислороде могут быть полученные из физиологии и гигиены питания.

***Ввод информации.*** Человек имеет сенсорную систему получения информации об окружающем мире, которая позволяет ему реагировать на внешние события и выполнять необходимую работу. Но функции всех органов чувств могут быть нарушены по тем или иным причинам, и источником информации в таких случаях является физиология, сенсорная психология, биология.

***Обработка информации.*** Возможности человека в сфере обработки информации ограниченные. Игнорирование возможностей человеческой системы обработки информации часто приводят к несовершенству системы предупреждения об опасности. К факторам, которые нуждаются в учете,

относятся кратковременная и долгосрочная память, а также мотивация и стресс. Источником знаний является психология.

*Пользование информацией.* Как только информация воспринята органами чувств и обработана, мышцам передается сигнал о начале движения, независимо от того является оно механическим или имеет целью установить в той или другой форме связь с системами организма человека. Представление об этих движущих силах и направлении движения дают биомеханика, психология, физиология.

*Характеристика окружающей среды.* Температура, давление, влажность, физико-химический состав среды, шум, время года, освещение - все это отображается на производительности труда и самочувствии человека. Высота, замкнутость пространства, стрессовые или монотонные условия работы также могут влиять на производительность труда и поведение исполнителей. В данном случае информацию получают из гигиены и физиологии труда, психологии, биологии.

*L-H - (Liveware - Hardware) Субъект - объект.* Взаимосвязь в системе “человек-машина” легче проследить на конкретных примерах: проектирование кресел, которые отвечают характеристикам тела; дисплеев, которые отвечают возможностям усвоения информации пользователем; органов управления передачей, кодированием и размещением информации и т. д. Пользователь вообще может не знать о наличии дефектов в системе L-H, даже если это в конечном итоге приведет к катастрофе, поскольку естественная способность человека адаптироваться, приспосабливаться маскирует, нивелирует дефекты системы L-H, но не ликвидирует их. Способность к приспособлению несет потенциальную угрозу, о чем должны знать конструкторы техники.

*L - S - (Liveware - Software) Субъект – установка.* Речь идет о нефизических аспектах системы, такие как правила, руководства, контрольные перечни, символы, программное обеспечение и т. д. Виды и программы такой взаимосвязи менее очевидны и, соответственно, более сложны для решения, например, неадекватность восприятия требований контрольных перечней или символов.

*L - E -(Liveware - Environment) Субъект – среда.* В процессе трудовой деятельности одной из первых была установлена взаимосвязь “человек - среда”. Поначалу мероприятия, которые рассматривались, были направлены на адаптацию человека к соответствующим условиям окружающей среды (средства индивидуальной защиты). Со временем с развитием техники начали составляться обратные тенденции - приспособление рабочей окружающей среды к возможностям человеческого организма: очищение и кондиционирование воздуха, звукоизоляция, санитарно-гигиеническое нормирование физико-химических факторов окружающей среды. Вся совокупность переменных условий должна учитываться при изучении взаимоотношений в системе L-E. Условия внешней окружающей человека среды стали предметом жесткого политического и экономического внимания.

*L – L -(Liveware - Liveware) Субъект - субъект.* Это вид взаимодействия между людьми. Он включает понятие лидерства и подчиненности. Процессам межличностных отношений отводится большое внимание, так как они являются причиной недоразумений и ошибок, влияют на безопасность и эффективность производства.

### **8.5.2. Состояние проблемы. Природа человеческих ошибок**

Модель SHELL является одной из первых моделей ЧФ. Дальнейшие исследования [51,52] создали возможности расчетов вероятности ошибки оператора и включение этих моделей в общую модель сложной системы.

Наиболее фундаментальными научными работами по исследованию “**человеческого фактора - Human Factor - HF**” на ваш взгляд являются работы американских ученых Харольда Блэкмана и Дэвида Гартмана, в частности “Human reliability and safety analysis data handbook” [9], изданная в 1995 г., в США. Работа всеобъемлющая, содержит глубокие теоретические сведения по психологии человека - оператора, множество экспериментальных данных по исследованию вероятных действий человека в зависимости от различных факторов: уровня теоретической и практической подготовки (умений и навыков), типа характера, стажа работы по данной специальности, типа выполняемой работы по сложности и ответственности, состава бригады, условий выполнения работы, (наличие инструкций и условий окружающей среды) и т. д. Кроме того, книга содержит описание всех известных методик по исследованию человеческого фактора, в том числе: SLIM, MAPPS, THERP и др. и условий их применения. Эти же авторы разработали краткие описания - пособия по учету человеческого фактора в исследованиях ВАБ с помощью кода IRRAS для обучения специалистов из стран СНГ.

Важность этих работ состоит в том, что исследователям предоставляется возможность учитывать вероятности выполнения операций по уменьшению последствий аварий в условиях конкретной АЭС, включая действия человека по восстановлению работоспособности оборудования в качестве базисных событий в вероятностные модели ВАБ (ДО и ДС).

Ошибки человека обусловлены нежелательным действием или бездействием, возникающим по ряду причин: не тот порядок действий, несвоевременные действия, незнание того, что нужно сделать, или по причине плохого оборудования, или по причине плохих процедур. В результате ошибок люди и оборудование подвергаются риску.

Обычно ВАБ учитывает лишь простые ошибки, связанные с невыполнением процедур. Сложные ошибки, количество которых считается практически неограниченной, очень сложно моделировать и оценивать. Тем не менее дополнительный учет ошибок исполнителя, осуществленный в последнее время на французских АЭС, дает относительно высокие значения ошибок персонала - до 80%.

## Обработка информации человеком.

Согласно [53], процесс обработки информации человеком можно представить в виде блок-схемы, изображенной на рис. 8.4. Данная схема была положена в основу поведенческой модели человека для моделирования на компьютерах.

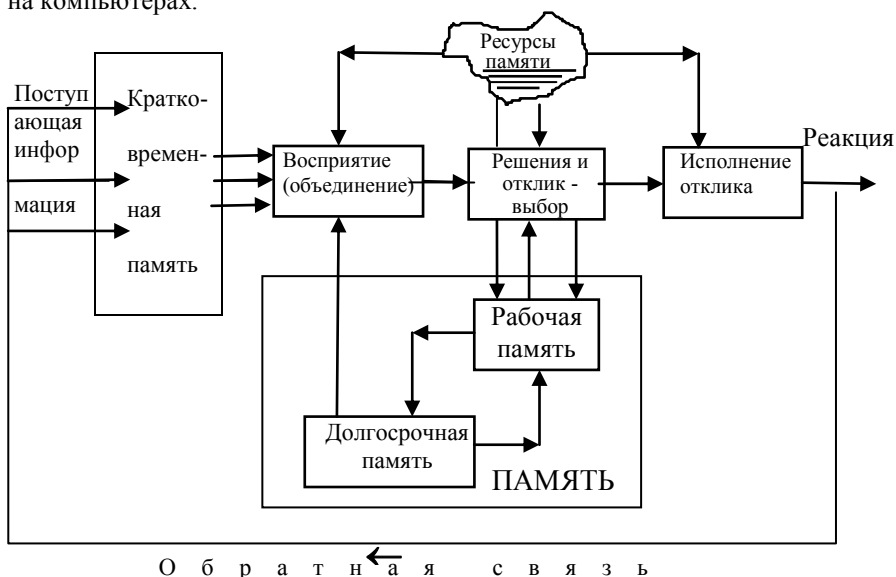


Рис.8.4. Схема обработки информации человеком

Блоками на рисунке выделены процессы, соответствующие физическим особенностям мозга человека и имеющие реальные кибернетические модели. Информация через пять органов чувств человека поступает в блок кратковременной памяти, где происходит ее объединение в виде процесса восприятия. Затем через блок выбора она поступает в память. Память условно разделена на рабочую, где происходит обработка информации и долгосрочную память.

При моделировании процесса выработки решения учитываются реальные характеристики памяти и ограничения. К ним относятся, прежде всего, ресурсы памяти, ограниченный объем рабочей памяти, непродолжительное время нахождения информации в рабочей памяти, индивидуальные особенности памяти и реакции. Известно, например, что для рабочей памяти оптимальным является объем информации состоящий из  $7 \pm 2$  различных “пакетов”, время сохранения “пакетов” в рабочей памяти 30 - 40 с. Человек может воспринимать и работать с ограниченным количеством информации. Если число поступающих сигналов велико, происходит избирательность восприятия информации.

Изучены также внутренние и внешние факторы, способствующие или мешающие процессу восприятия и элементы “контекста”.

К внутренним факторам, определяющим процесс принятия решения и, следовательно, действия оператора относятся: умственные способности, способности удерживать в памяти информацию, знания и навыки, особенности реакции. Эти факторы индивидуальны. Влияние стресса чаще всего также относят к внутренним факторам.

Внешние факторы - это:

- Характер и тип оборудования.
- Условия окружающей среды.
- Сложность задачи.

В качестве примера внешних факторов приведем зависимости влияния непрерывного шума на количество ошибок оператора [53], рис. 8.5.

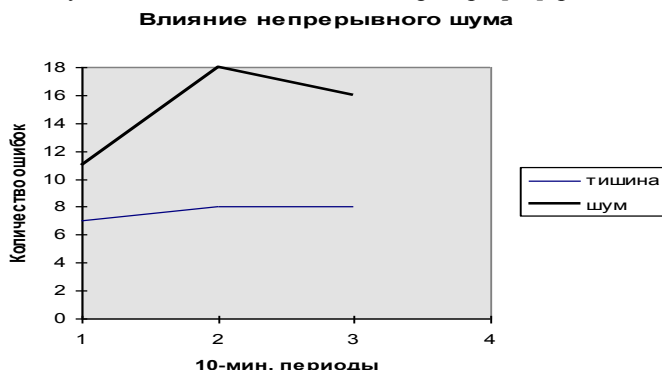


Рис. 8.5. Зависимость влияния непрерывного шума

Как видим, существует привыкание к шуму в течение 20-30 мин., но количество ошибок при этом намного больше.

“Контекст” авторы определяют как психологические факторы, зависящие от прошлого опыта оператора. Это:

- прошлый опыт;
- подготовка, эвристический подход;
- ситуационное окружение;
- цели и конечные задачи деятельности.

Для анализа путей возникновения ошибок оператора большое значение имеет представление человеко-машинной системы, схематично изображенной на рис. 8.6.

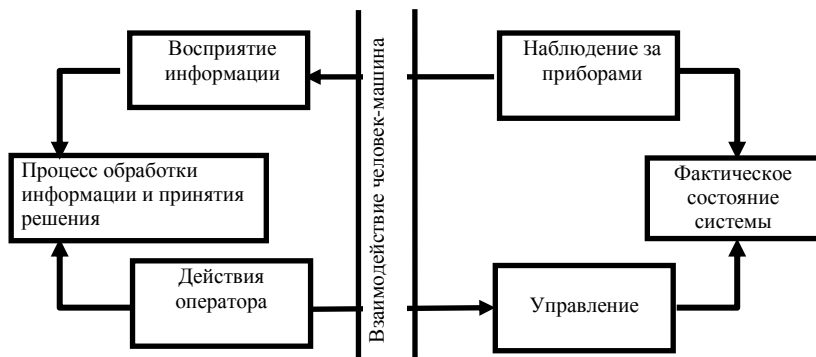


Рис. 8.6 Система человек - машина

Из приведенного рисунка следует, что пути ошибки не всегда зависят от человека, а зачастую происходят от неправильных измерений, индикации, неэффективного управления. Система представления информации человеку и возможности управления (организация органов управления) в технике имеет специальный термин - **интерфейс** (Human- Machine Interface - HMI). Очевидно, что эффективность управления и количество ошибок операторов зависит от интерфейса. На рис. 8.6 эта система условно изображена двумя вертикальными линиями.

### 8.5.3. Взаимодействие системы человек-машина

Систематическое изучение факторов, связанных с обслуживанием машины человеком, и взаимодействия системы человек-машина необходимо включать в процесс проектирования на ранней стадии разработки проекта и продолжать на протяжении всей работы над проектом. Конструктор должен иметь четкую информацию о тех параметрах, которые отображают текущее состояние всего оборудование и систем, необходимых для выполнения функций безопасности. Подобные положения должны быть и для дополнительных постов (пультов) управления.

Для управления системой оператору необходимая информация, которая бы позволяла:

- 1) быстро оценивать общее состояние объекта, в котором он находится, или в состоянии нормальной эксплуатации, или в условиях ожидаемого эксплуатационного события, или в аварийном состоянии и убедиться, что выполняются запрограммированные автоматические действия по обеспечению безопасности;
- 2) определить соответствующие действия, которые необходимо начать оператору.

Для выполнения роли оператора оборудования человеку нужна информация по параметрам отдельных систем объекта и оборудования.

Проект должен содействовать успешному выполнению оператором своих действий в пределах имеющегося времени, в условиях предполагаемой (физической) окружающей среды и психологической нагрузки. Желательно



свести к минимуму необходимость немедленного вмешательства оператора. В проекте следует учесть, что такое вмешательство приемлемо только тогда, когда проектировщик может доказать, что оператор имеет достаточно времени для принятия решения и выполнения соответствующих мер (действий); что необходимая информация, на основе которой оператор должен принять свое решение, представленная в понятной, четкой форме и что физические параметры окружающей среды в помещении пульта управления и на дополнительных пультах управления объектом после данного события являются приемлемыми.

## 8.6. Методики анализа и учета человеческого фактора

### 8.6.1. Краткое описание методик

Для анализа ошибок оператора разработано и внедрено в практику несколько методик. Наиболее распространенные из них это:

- THERP - Определение значимости ошибок человека в технике - Technique for Human Error Rate Prediction.
- HCR -Надежность человека как функция его способностей - Human Cognitive Reliability.
- SLIM -Метод индексов вероятности успеха - Success Likelihood Index Method.
- DNE -Прямые числовые оценки- мнения (экспертные оценки) - Direct Numerical estimation.
- MAPPS - Метод моделирования действий (ошибок) при техобслуживании - Maintenance Personnel Performance Simulation.

В работе [53] содержится анализ учитываемых факторов каждой методикой, см. табл. 8.1 и табл. 8.2. На возможность работы без ошибок оказывает влияние и сложность задачи: легкие, средние и тяжелые. Легкие задачи - это задачи состоящие из процессов наблюдения и решения. Средние включают дополнительно анализ и сравнение, а тяжелые еще и действия и отслеживание действия.

Таблица 8.1 Список внешних факторов, учитываемых каждой методикой

Факторы (PSF)	THERP	HCR	SLIM	DNE	MAPPS
Интерфейс (HMI)	+	+	*	*	+
Шум, температура			*	*	+
Надзор (управление)	+		*	*	+
Процедуры (административный контроль)	+		*	*	+
Количество часов в смене и ее время (ночь, день)			*	*	+
Располагаемое время на выполнение задачи	+	+	*	*	+

\* рекомендуется

+ рассматривает

Таблица 8.2 Список внутренних факторов учитываемых каждой методикой

Факторы (PSF)	THERP	HCR	SLIM	DNE	MAPPs
Тренировки/опыт	+	+	*	*	+
Социальные факторы:					
-культура безопасности			*	*	+
-мотивация			*	*	+
Ум (способности)			*	*	+
Физическое состояние (усталость)	+		*	*	+
Мотивация			*	*	+
			*	*	+
			*	*	+
Стресс	+	+	*	*	+

\* рекомендуется

+ рассматривает

Приведем также типы классификаций (**таксономии - taxonomies**) ошибок человека. **Таксономия** - это систематическое группирование в соответствии с какими-то законами и принципами. Существуют различные подходы к ошибкам человека, основанные на различных принципах, следовательно существуют и различные схемы группирования (типы таксономии). Таксономия дает возможность понять причины ошибок и идентифицировать их.

Существует три типа таксономии:

- \* **таксономия по Свейну и Гутману (Swain and Guttman's),**
- \* **таксономия по Расмуссену (Rasmussen's),**
- \* **таксономия по Риженоу (Reason).**

Приведем краткий обзор названных методик.

Таксономия по **Свайну и Гутману** определяет ошибки четырех типов:

1. Ошибки **бездействия (omission)**,
2. Ошибки **действия (commission)**,
3. Ошибки нарушения **очередности** действий (Sequence errors),
4. Ошибки нарушения **времени** действий (Timing).

Ошибки **бездействия (omission)** - это ошибки связанные с бездействием, когда требуется выполнение каких-то операций. Ошибки **действия (commission)** - это ошибки, связанные с действием, когда выполняются какие-то операции, но не те, которые должны были, т. е., - это неправильно выполненные действия. Ошибки третьего и четвертого типа связаны с нарушением последовательности - очередности или времени действий. В первом ВАБ [54] все ошибки операторов рассматривались как ошибки первого типа - **omission**. Вообще-то любые действия, которые должен выполнить оператор можно классифицировать как ошибки первого или второго типа, но уровень анализа при этом получится низкий, упрощенный. В методе THERP учитываются ошибки первого и второго типа, ошибки третьего и четвертого типа учитываются в деревьях отказов.

**Таксономия по Расмуссену (Rasmussen's)** учитывает уровень мышления и сложность поведения человека. Данная классификация не представляет количественных оценок, уровни классификации сильно перекрываются, нет четких границ. Схематично таксономия по Расмуссену представлена на рис.8.7.

Рассмотрение ошибок в такой классификации позволяет рассмотреть задачи, встающие перед оператором и пути их выполнения, а также факторы определяющие поведение человека на каждом уровне.

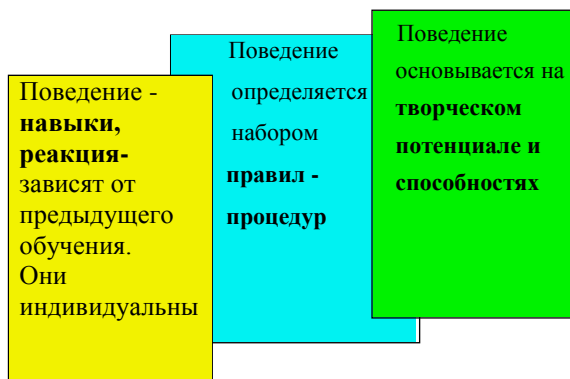


Рис. 8.7 Схема таксономии по Расмуссену.

Это позволяет судить о том, как предыдущий опыт и способности человека проявились в ошибках действия или бездействия, т. е. таксономия по Расмуссену имеет качественный характер.

**Таксономия по Рижену (Reason)** определяет (непосредственные) причины возникновения ошибок.

Таксономия по Рижену ошибки делит на четыре категории:

- \* нечаянные - Slips (поскользнуться),
- \* ляпсусы - Lapses (ляпсус),
- \* ошибки неправильного понимания - Mistakes (неправильно понимать),
- \* ошибки сознательного нарушения - Violation (нарушение).

Ошибки **Slips** - нечаянные ошибки, происходят при исполнении при правильном намерении.

Ошибки **Lapses** - ляпсусы, заключаются в том, что перепутано что-то, намерение было сделать именно это действие, но не для этой цели. Часто это бывают ошибки привычки.

Ошибки **Mistakes** - ошибки неправильного понимания. По сути не понимаешь что делаешь и по сути делаешь все неправильно.

Ошибки **Violation** - ошибки сознательного нарушения, не обращая внимания на инструкцию, нарушая инструкцию, оператор считает что есть лучший путь, чем указан в процедуре.

### 8.6.2. Процедура системного анализа ошибок

Процедура системного анализа ошибок человека имеет общие шаги для различных методик и представлена на рис. 8.8.

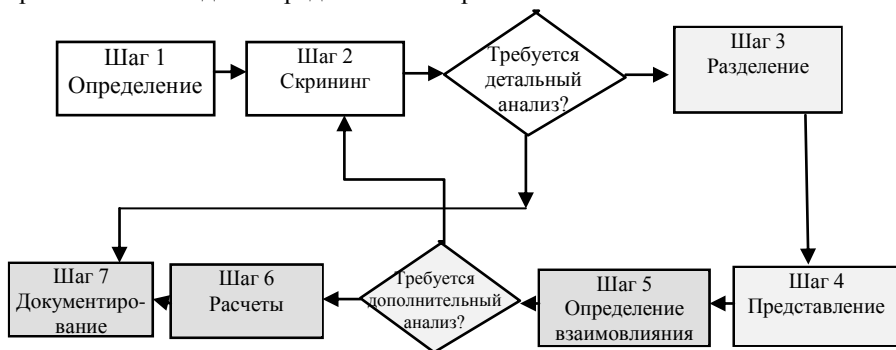


Рис. 8.8. Схема системного анализа ошибок

Данная процедура известна в английской аббревиатуре как SHARP - Systematic Human Action Reliability Procedure. Процедура включает семь шагов и два этапа на которых принимается решение. Два первых шага выполняются системными аналитиками, два последующих - специалистами по анализу человеческого фактора, последние три шага процедуры выполняются совместными усилиями. Рассмотрим несколько подробнее какая работа выполняется на каждом шаге.

- Шаг 1 - Определение **действий** человека, включая действия по ремонту, работу по программам, действия по локализации аварий, т. е. всех действий с ошибками персонала, которые ухудшают или улучшают ситуацию.
- Шаг 2 - **Скрининг** - **отбор** важных событий, ошибок имеющих ключевое значение для вероятности аварийной ситуации.
- Шаг 3 - Разделение - **выделяются** все действия оператора требующие более детального анализа, т. е. задача разбивается на более мелкие, характерными составляющими которых будут:
  1. Способность понять, что нужно делать (для аналитиков), разделение действий по операциям.
  2. Неспособность определить систему.
  3. Неспособность выполнить действия.
  4. Включение шагов в модель ВАБ.
  5. Необходимость (возможность) построения дополнительных аварийных последовательностей, если определились другие ошибки операторов.
- Шаг 4 - Представление - полное **представление** всех ошибок и их анализ с подробными действиями.
- Шаг 5 - Определение **взаимовлияния** элементарных действий

(операций), влияния на следующие этапы.

- Шаг 6 - Расчеты - определяются **количественные** значения вероятностей ошибок.
- Шаг 7 – Документирование.

Объем работ на каждом шаге зависит от типа используемой методики. Приведем более подробное описание методик [53].

Методика **THERP** - Определение значимости ошибок человека в технике - Technique for Human Error Rate Prediction --разработана в 1970 г. по заказам военных министерств. Методика предполагает компьютерное моделирование, учитывает практически все факторы, дает возможность использования разносторонних экспериментальных данных, различных таблиц и зависимостей. Методика **THERP** наиболее распространенная методика. Это наиболее полный метод позволяющий сделать все шаги анализа ошибок человека: выявление, моделирование и количественные оценки ошибок человека. Существует стандарт регламентирующий применение методики - NUREC/CR - 1278, который определяет последовательность действий и условия применения таблиц данных.

Методика **HCR** - Надежность человека как функция его способностей - Human Cognitive Reliability - использует таксономию по Расмуссену. Зависимость надежности человека от времени дается формулой<sup>15</sup>:

$$NRP = \text{Exp} - \left\{ \frac{t / T_{1/2} - C_{y_i}}{C_{n_i}} \right\}^{B_i}, \text{ где}$$

NRP - вероятность ошибки (Non-Response probability),

t - время которое имеется в распоряжении,

$T_{1/2}$  - среднее время

$C_{y_i}$  - коэффициент задержки, связанный с мыслительным процессом, в зависимости от факторов определяемый по Расмуссену.

$C_{n_i}$  - масштабный множитель, учитывающий другие факторы.

$B_i$  - показатель, характеризует отношение времени, которое имеется в распоряжении, к времени которое требуется с учетом всех факторов.

Весовые коэффициенты ( $C_{n_i}$ ) в табличном виде учитывают другие факторы: опыт оператора, уровень стресса, качество интерфейса станции.

Метод часто используется для целей диагностики (прогноза).

Методика **SLIM** - Метод индексов вероятности успеха - **Succes Likelihood Index Method**. Метод связан с экспертными оценками, учитывает психологические оценки. Основан на способе парных сравнений,

---

<sup>15</sup> Формула записана в виде, которая принята в США, Exp означает степень числа e - основы натуральных логарифмов

сравниваются суждения экспертов друг с другом, определяются факторы важные для конкретной задачи, как они влияют на конечную вероятность ошибки, вес каждого фактора применяется к максимальным и минимальным значениям ошибки. Метод достаточно хорошо формализован, позволяет определить вероятность успеха действий человека. Существует компьютерная версия метода **SLIM- MAUD**.

Методика **DNE -Прямые числовые оценки- мнения (экспертные оценки) - Direct Numerical estimation**. Вероятности успешных действий человека- оператора определяется экспертами.

Методика **MAPPS - Метод моделирования действий (ошибок) - Maintenance Personnel Performance Simulation**. Метод компьютерного моделирования - экспертная система, основанная на наборе правил, которые определяют решения принимаемые оператором в какой-то ситуации в момент аварии.

### ***8.6.3. Определение базовых значений вероятностей ошибок человека***

В связи с возможным ухудшением состояния объекта, одной из основных проблем есть ошибки при вводе объекта в эксплуатацию. Чаще это ошибочные действия: или не предусмотренные, или предусмотренные иначе в эксплуатационных процедурах, или процедурах технического обслуживания. Реже это невыполнение отдельных действий, которые требуются. Примерами является неправильный выбор средств управления, передача неправильных команд или информации, изменение последовательности выполнения задач и слишком раннее или слишком позднее выполнение задач. Такие ошибки могут возникнуть в результате ошибок при принятии решений операторами: неверно истолкованных или нечетких процедур; ошибочные показания контрольно-измерительных приборов; неправильное понимание или просто ошибка оператора. Для определения надежности системы эти возможные ошибки нужно учитывать в проекте.

В качестве примеров приведем одну из таблиц по определению базовых значений вероятностей ошибок человека из пособия [53], учитывающей вероятность правильного считывания информации с пульта - табл. 8.3 (в источнике табл. 5-17) и таблицу множителей для базовых ошибок как функцию стресса - табл. 8.4 (в источнике табл. 5-23). Как уже было сказано, пособие [51] содержит множество различных таблиц учитывающих различные факторы, но эти данные необходимо верифицировать.

Таблица 8.3. Ошибки при считывании показаний приборов.

Пункт	Представление информации	Вероятность ошибки (НЕР) <sup>а</sup>	Неопределенности (ЕF)
1	Аналоговый прибор	0,003	3
2	Цифровой прибор (меньше 4 цифр)	0,001	3
3	Самописец	0,0006	3
4	Печатающее устройство с большим количеством параметров	0,05	5
5	Диаграммный прибор	0,01	3
6	Числовой прибор с индикаторными лампами для представления цифр	0,001	3
7	Неуверенность в том, что прибор исправен при отсутствии индикатора для проверки	0,1	5
8	Меньше чем три символа	- <sup>б</sup>	-
9	Больше чем три символа	0,01	3
10	Простые арифметические расчеты с калькулятором или без	0,01	3
11	Обнаружение с помощью арифметических расчетов показаний выходящих за диапазон	0,05	5

а) Умножить значения на 10 для случаев считывания информации в стрессовой с сильным уровнем стресса, если конструкция прибора не соответствует сильным человеческим стереотипам (например, на аналоговом приборе с горизонтальной шкалой возрастание чисел справа налево). В этом случае записи относятся к таким которые не имеют смысла.

б) Пренебрежимо мало - 0,001 на символ.

Таблица 8.4. Учет фактора стресса для операторов АЭС.

Пункт	Уровень стресса/задача	Коэффициент для номинальной вероятности ошибки операторов (НЕР).	
		опытный	Новичок
1	Очень низкий (очень простая задача восстановления)	◇2	◇2
2	Оптимальный (оптимальная задача ) пошаговое выполнение	◇1	◇1
3	Оптимальный (оптимальная задача ) выполнение задачи в динамике	◇1	◇2
4	Умеренно высокий (сложная задача восстановления) пошаговое выполнение	◇2	◇4
5	Экстремально высокий (сложная задача восстановления) выполнение задачи в динамике	◇5	◇10
5.1	Экстремально высокий (сложная задача восстановления) пошаговое выполнение	◇5	◇10
5.2	Экстремально высокий (сложная задача восстановления) выполнение задачи в динамике с одновременной диагностикой	0,25 (EF = 5)	0,50 (EF = 5)

Как следует из приведенной таблицы, существует оптимальный уровень стресса, при котором вероятность выполнения задачи не уменьшается. В этой

же работе показано, что невысокий уровень стресса повышает вероятность правильных действий.

Зависимость вероятности ошибки от того, используют или нет письменные инструкции (процедуры) во время выполнения работ, представленная в таблице 8.5.

Таблица 8.5. Оценки вероятности ошибок недосмотра (неумышленных ошибок) в работе, которая нуждается в использовании письменных процедур

	Ошибка бездеятельности в зависимости от количества шагов действий:	НЕР	ЕФ
	Когда процедуры в виде чек-листов используются правильно, соответственно условиям:		
1	Короткий список, < 10 пунктов (шагов действий)	0,001	3
2	Длинный список, > 10 пунктов (шагов действий)	0,003	3
	Когда процедуры используются без чек-листов или когда чек-листы неправильно используются, не соответственно условиям:		
3	Короткий список, < 10 пунктов (шагов действий)	0,003	3
4	Длинный список, > 10 пунктов (шагов действий)	0,01	3
5	Когда письменные процедуры соответствуют процессу и должны использоваться, но не используются.	0,05	5

Как видим, значение вероятности ошибки в случае наличия адекватных процедур и их применения при выполнении сложных работ уменьшается в 50 раз (п.1 и п.5).

Представляет интерес также таблица учета зависимостей вероятностей ошибки от изменений обстоятельств: изменений в составе бригады, выполняющей работу, разделения действий по времени и месту, наличие или отсутствие указаний на выполнение работы (подсказки) и комбинаций названных обстоятельств - табл. 8.6. Учет всех обстоятельств производится по нижеследующему алгоритму. Значение вероятности ошибки без учета изменений обстоятельств (НЕР) равно  $N$ , в зависимости от их комбинаций - номера для типов ошибочных действий человека, принимает значение:

- I. **1 (единицы)** в случае **полных** изменений (первая строка табл.8.6)
- II.  **$(1+N)/2$** , в случае **высоких (больших)** изменений
- III.  **$(1+6N)/7$** , в случае **умеренных** изменений
- IV.  **$(1+19N)/20$** , в случае **низких (малых)** изменений
- V.  **$N$** , в случае **нулевых** изменений



Таблица 8.6. Учет зависимостей действий персонала от обстоятельств.

Условный номер	Бригада (та же или другая)	Система (та же или другая)	Место (то же или другое)	Время (закончено или незакончено)	Указания (есть или нет дополнительные)	Тип зависимости	Номер для типов ошибочных действий человека
1	та	та	то	з.	-	полная	высокая зависимость соответств. 2 типу
2	та	та	то	нз.	нет	высокая	
3	та	та	то	нз.	есть	умеренная	
4	та	та	др.	з.	-	высокая	
5	та	та	др.	нз.	нет	умеренная	
6	та	та	др.	нз.	есть	низкая	
7	та	др.	то	з.	-	умеренная	умеренная зависимость соответств. 3 типу
8	та	др.	то	нз.	нет	низкая	
9	та	др.	то	нз.	есть	низкая	
10	та	др.	др.	з.	-	умеренная	
11	та	др.	др.	нз.	нет	низкая	
12	та	др.	др.	нз.	есть	низкая	
13	др.	та	то	з.	-	умеренная	низкая зависимость соответств. 4 типу
14	др.	та	то	нз.	нет	низкая	
15	др.	та	то	нз.	есть	нулевая	
16	др.	та	др.	з.	-	нулевая	
17	др.	та	др.	нз.	нет	нулевая	
18	др.	та	др.	нз.	есть	нулевая	
19	др.	др.	то	з.	-	низкая	нулевая зависимость соответств. 5 типу
20	др.	др.	то	нз.	нет	нулевая	
21	др.	др.	то	нз.	есть	нулевая	
22	др.	др.	др.	з.	-	нулевая	
23	др.	др.	др.	нз.	нет	нулевая	
24	др.	др.	др.	нз.	есть	нулевая	

Эта таблица относится к методике ASP - также широко используемой для анализа ошибок человека - оператора. Заметим, что обстоятельства сильно изменяют вероятность ошибки. Например, если базовая вероятность  $N = 0.1$ , то в зависимости от измененных обстоятельств вероятность ошибки будет: 0,1; 0,145; 0,23; 0,55; и 1,0 соответственно для разной степени зависимости.

В соответствии с приведенными методиками рассчитываются вероятности ошибок человека оператора, в зависимости от факторов риска, обстоятельств выполнения работы, уровня подготовки операторов.

### 8.7. Подготовка персонала – основной элемент культуры АЭС

В соответствии с требованиями ОПБ, у всех лиц и организаций, занятых в атомной энергетике, культура безопасности должна формироваться путем проведения необходимого подбора, обучения и подготовки персонала.

Психологами ОНИЦ «Прогноз» разработана схема структуры профессиональной деятельности, рис. 8.9. Успешная профессиональная деятельность обеспечивается при условии нормального, управляемого функционирования следующих компонент системы подготовки:

- " Блок мотивационной регуляции.
- " Блок профессиональной компетентности.
- " Блок надежности исполнения действий.



Рис. 8.9. Подготовка профессиональной деятельности

Блок обеспечения **мотивационной регуляции** профессиональной деятельности включает в себя следующие базовые компоненты:

- формирование культуры безопасности;
- психологическое обеспечение;
- социальная безопасность.

Блок обеспечения **профессиональной компетентности** включает в себя базовые компоненты обеспечения профессиональной подготовки персонала:

- система профессиональной подготовки персонала АЭС;
- методическое обеспечение профессиональной подготовки.

Блок обеспечения **надежности исполнения действий** включает в себя подсистемы организации безопасности труда персонала:

- медицинское обеспечение;
- психофизиологическое обеспечение;
- эргономическое обеспечение.

В принципе, все составляющие этой структуры взаимосвязаны, все они формируются в процессе подготовки персонала, такое разделение необходимо для правильного понимания задач подготовки. Автоматизм действий при выполнении обязанностей оператора (конечная цель) возможен

при выполнении всех элементов структуры: и хорошем эргономическом обеспечении, и правильном медицинском обеспечении, особенно на стадии профотбора, и правильном формировании системы ценностей и мотивов поведения, что особенно важно при работе в аварийных ситуациях. Как уже отмечалось в предыдущих разделах, наиболее сложно добиться формирования *мотивов* поведения работника соответствующих принципам культуры безопасности АС. Не меньшее значение при подготовке современных профессионалов АС имеют и *организационные факторы*, *внешние факторы влияния* в том числе. Примером тому может служить диаграмма рис.8.10 «Вклады коренных причин неправильных действий персонала в события на АЭС России в 2004 г», представленная на научной конференции. Мотивация, организационные факторы и, как следствие, недостаточная профессиональная компетентность вносят доминирующий вклад в коренные причины произошедших ошибок.

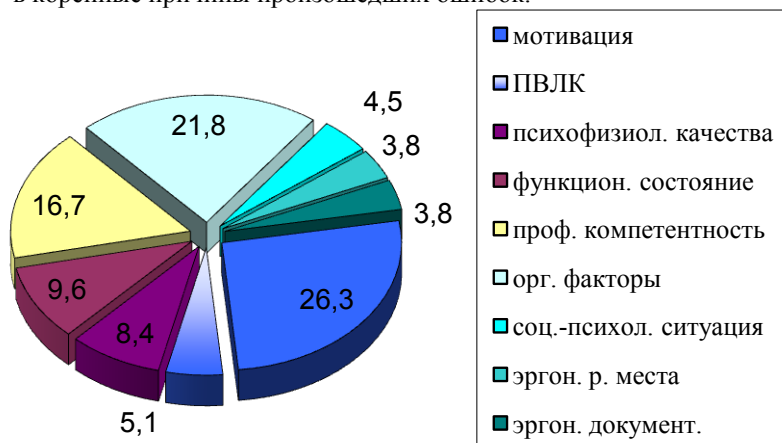


Рис. 8.10. Коренные причины человеческого фактора на АЭС России

### 8.8. Подготовка персонала ГП НАЭК «Энергоатом»

Для выполнения требований ОПБ по формированию культуры безопасности в ГП НАЭК «Энергоатом» существует система подготовки персонала, рис.8.11.

# ОРГАНИЗАЦИИ И ПРЕДПРИЯТИЯ СИСТЕМЫ ПОДГОТОВКИ ПЕРСОНАЛА АЭС УКРАИНЫ

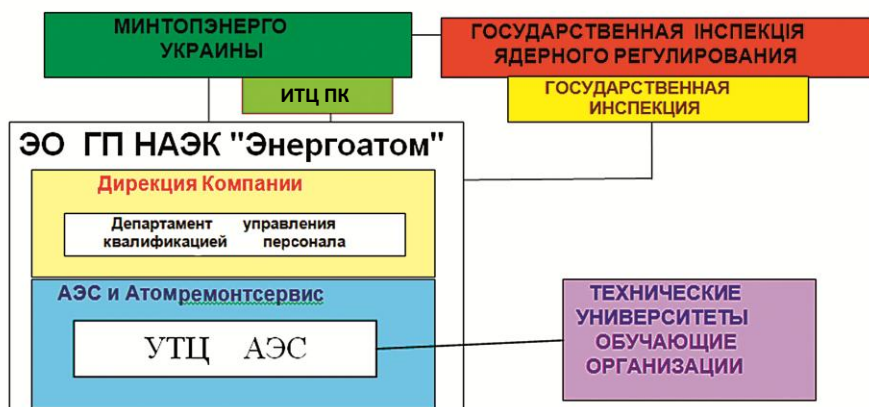


Рис. 8.11. Подготовка персонала АЭС

После окончания высшего учебного заведения и прохождения профотбора молодые специалисты проходят обучение в УТЦ, которые являются подразделениями АЭС. В УТЦ производится также переподготовка персонала на новую должность. Обучение промышленно-производственного персонала АЭС в 2004-2006 г.г. (первичная подготовка, повышение и поддержание квалификации, переподготовка, специальное обучение), представлено следующей таблицей.

Подготовка персонала	2004г. (чел./курс.)		2005г. (чел./курс.)		2006г. (6 мес.) (чел./курс.)	
	План	Факт	План	Факт	План	Факт
Обучение в УТЦ	15280	15816	23248	24755	12980	15098
Обучение в подразделениях АЭС	9282	12575	9235	11014	8773	9240
Обучение в сторонних организациях	2135	1965	1734	1681	1193	991
Всего	26697	30356	34217	37450	22946	25329

Как видим, обучение на предприятиях АЭС имеет системный и плановый характер, производится на основе разработанных учебно-методических материалов, в соответствии с типовыми программами подготовки определенных должностей оперативного персонала АЭС и руководителей. Для этих целей в УТЦ разработаны и построены полномасштабные

тренажеры (ПМТ), локальные и аналитические тренажеры, которые позволяют на основе моделирования с помощью мощных компьютерных систем имитировать работу РУ, турбины, срабатывание защит и блокировок, отдельных систем и блока АЭС в целом. Таким образом, обучаемым специалистам всех категорий и уровней предоставляется возможность постепенного освоения всех технологических операций эксплуатации АЭС под руководством опытных инструкторов. Продолжительность обучения лицензированного персонала (операторов БЦУ, НСЦ) представлена в следующей таблице 8.7.

Таблица 8.7. Подготовка лицензионного персонала в ГП «НАЭК» «Энергоатом»

<b>Подготовка на должность</b>	<b>Обучение с отрывом от производства (мес.)</b>	<b>Обучение на ПМТ (час.)</b>	<b>Стаж работы к окончанию обучения (мес.)</b>
<b>ВИУР</b>	<b>9-11</b>	<b>220</b>	<b>33-35</b>
<b>НСРЦ</b>	<b>5-6</b>	<b>220</b>	<b>49-53</b>
<b>ВИУБ ЗАЭС</b>	<b>11-12</b>	<b>116</b>	<b>50-58</b>
<b>НСБ/НСО с должности НС</b>	<b>РЦ – 14-16 ТЦ – 21-24 ЭЦ/ЦТАИ - 24-27</b>	<b>255</b>	<b>55-69</b>

КУРС «КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ» является обязательной составной частью программ подготовки и программ поддержания квалификации и включает следующие темы:

- Основные положения и характеристики культуры безопасности.
- Роль человеческого фактора в обеспечении культуры безопасности.
- Роль и место данного специалиста в обеспечении безопасности.
- Самооценка персонала.
- Обеспечение качества.

Вполне резонно, что следствием хорошо организованной подготовки персонала является снижение нарушений на АЭС вообще, рис. 8.12 и по причинам вины персонала в частности.

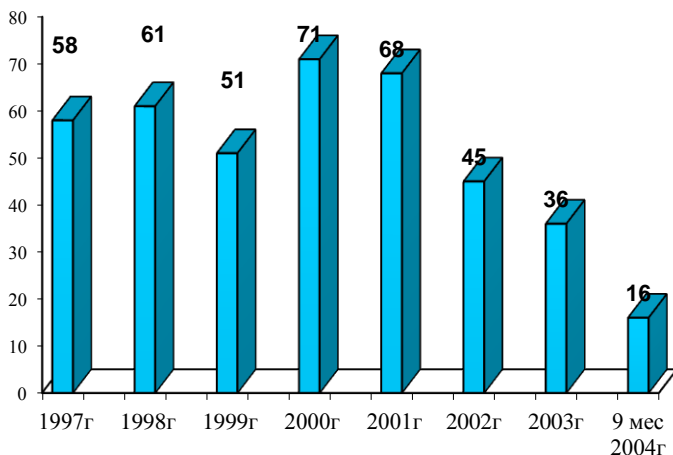


Рис.8.12. Динамика количества нарушений на АЭС (без учета ЧАЭС)

Снижение числа нарушений в работе АЭС достигнуто благодаря внедрению комплекса мер (в том числе - выполнению программы модернизации и повышения безопасности, внедрению мероприятий, запланированных в актах расследования нарушений, улучшению качества ремонта и техобслуживания, повышению качества обучения персонала и внедрению системы обратной связи по опыту эксплуатации).

В течение 2003 – 2004 годов были искоренены такие причины нарушений в работе АЭС Украины (связанные с ошибками персонала):

- *Переоценка персоналом своих возможностей, отсутствие консервативного подхода при выполнении работ.*
- *Недостатки работы административно-технического персонала АЭС в части организации эксплуатации оборудования.*
- *Недостаточность принятых корректирующих мер по устранению ошибок в аналогичных нарушениях.*
- *Ошибочные воздействия на ключ аварийной защиты.*
- *Непринятие своевременных мер по устранению дефектов и замене оборудования.*

Несмотря на принимаемые в ГП НАЭК «Энергоатом» меры еще не удалось избавиться от ошибок персонала, приводящим к нарушениям в работе АЭС. Характерные причины ошибок персонала - примеры нарушений, связанных с ошибками персонала (2004 год):

1. Недостаточная бдительность (невнимательность) персонала на рабочем месте (по классификации ЭО):

- 24.03.2004 – э/блок №1 ХАЭС «Отключение энергоблока от сети защитой от повреждения генератора с последовавшим остановом реакторной установки по факту отключения двух ТПН».

- Отключение ТПН-1,2 защитой от повышения давления в конденсаторах ТПН - 1,2. Персонал не смог своевременно обнаружить и устранить причину повышения давления в конденсаторах турбины ТПН и турбины основной.
- 31.05.2004 э/блок №1 ХАЭС «Срабатывание 1-го канала системы аварийного энергоснабжения по прямому назначению с последующим запуском механизмов 1 канала безопасности по ступенчатому пуску из-за потери питания секции 1ВА».
- Ошибка ремонтного персонала при выполнении замеров в цепях РЗА и невнимательности НСЭЦ в оценке показаний приборов и сигнализации на панелях БЩУ-1 при выполнении переключений.
- 13.06.2004 э/блок №1 ХАЭС «Разгрузка энергоблока №1 по факту отключения двух ГЦН защитой по понижению масла в ГУП из-за ошибки персонала». Невнимательность персонала при проверке ТЗиБ.

## 2. Ошибки персонала при выполнении переключений:

- 13.03.2004 э/блок №2 ЮУАЭС «Отключение энергоблока №2 от сети выключателем 330 кВ В-82» по причине немотивированных ошибочных действий оперативного персонала при производстве оперативных переключений: - перевод в положение "Ремонт" ключа САН "Режим работы" выключателя В-82, установленного на панели 110Р в релейном зале БВС-330кВ.
- 12.01.2004 э/блок №2 ЮУАЭС «Разгрузка энергоблока №2 из-за отключения конденсатного насоса II ступени RM23D01 при замене блока БАР схемы управления конденсатными насосами II ступени». (случайное нажатие на кнопку «Откл.» блока БУД КЭН).

## *Основные причины ошибок персонала в 2003 году:*

1. Непринятие достаточных мер административно-техническим персоналом АЭС по предотвращению нарушений (своевременной замене оборудования) - 3 нарушения.
2. Недостатки работы административно-технического персонала АЭС – 3 нарушения.
3. Низкая культура производства при выполнении работ персоналом АЭС – 2 нарушения.
4. Недостаточная квалификация, подготовленность персонала и недостаточность принятых корректирующих мер по устранению ошибок в аналогичных нарушениях – 2 нарушения.
5. Недостаточная бдительность персонала на рабочем месте – 4 нарушения.
6. Непринятие мер должностными лицами административно-технического персонала для своевременного внедрения мероприятий по предыдущим аналогичным событиям – 1 нарушение.

По результатам анализа опыта эксплуатации в УТЦ постоянно проводится обучение персонала, т.к. существующая система эксплуатации АЭС базируется в первую очередь на высоком уровне квалификации персонала.

Несоответствие квалификации и психофизического состояния персонала установленным требованиям, по мнению международных экспертов, являются зачастую основными причинами происходящих нарушений. При подготовке персонала большое внимание уделяется усвоению как ошибок персонала, приведших к нарушениям или к их развитию так и положительного опыта по предотвращению перехода нештатных ситуаций на АЭС в нарушения нормальной эксплуатации.

### **8.9. Рекомендации МАГАТЭ по учету человеческого фактора в вероятностных моделях**

Методика МАГАТЭ рекомендует в исследовании ВАБ приводить начальную информацию анализа надежности персонала на данной АЭС и материалы анализа. Безусловно, такая информация полезна на всех этапах профессиональной подготовки персонала.

Информация об анализе надежности персонала является частью основного отчета по ВАБ. Эта информация относится к исходным данным, методам и результатам анализа. Она должна включать в себя:

- короткое изложение процедур испытаний и технического обслуживания с указанием потенциальных ошибок, связанных с приведением систем и элементов в рабочее состояние по окончании испытаний и технического обслуживания;
- короткое изложение аварийных процедур, которые относятся к специальным процедурам для конкретных аварийных последовательностей, которые трактуют действия персонала в аварийных условиях;
- короткое изложение административных процедур, которые описывают систему административного управления станцией;
- перечень потенциально важных ошибок персонала, включая ошибки приведения систем в рабочее состояние после испытаний и технического обслуживания и ошибки персонала при действиях в аварийных ситуациях;
- описание моделей, методов количественного анализа и оценок верхнего уровня вероятностей ошибочных действий для каждой ошибки, включенной в перечень;
- характеристики ошибок, которые оценены как важные для анализа;
- описание анализа задач, проведенное для этих ошибок;
- детальное описание моделей и методов, использованных в этом анализе и оценки вероятностей максимального правдоподобия (best estimate probabilities) для соответствующих ошибок персонала;
- перечень действий, связанных с событиями отказов, которые (отказы) можно устранить и которые происходят не по вине персонала (отказа элементов и т.п.);
- детальное описание моделей и методов, использованных в анализе вероятностей восстановительных действий, а также



соответствующая начальная информация (критические времена, места выполнения обновленных действий и т.п.).

Необходимо рассмотреть каждое событие с ошибкой персонала, отобранное для углубленной обработки. При этом нужно описать каждое действие, которое подлежит выполнению в ходе соответствующей аварийной последовательности. Это рассмотрение должно не только описывать событие, но и информацию, доступную оператору, соответствующие факторы, которые влияют на его состояние, уровень зависимости и другую уместную в модели информацию. Отображается такая информация:

- определение события (в дереве отказов) соответственно его значению;
- цель действий персонала;
- момент времени, в которое действие необходимо или возможно (относительно исходного события или другим подобным образом);
- время, необходимое для выполнения действия;
- письменные процедуры, которые описывают действие;
- возможность для персонала определить необходимость действия (по показателям приборов, табло, сигналах защиты реактора или как-то иначе);
- возможные связи с другими функциональными элементами в пределах модели (дерева отказов);
- категория персонала, который должен выполнить действия;
- средства и инструменты, необходимые в процессе выполнения действий;
- потенциальные виды ошибок;
- возможные пути исправления этих ошибок.

Приведенные требования целиком отвечают методикам, суть которых изложена в разделе. Процедура анализа не должна вызвать принципиальных вопросов, за исключением вопросов адаптации справочных данных. Справочные данные по учету некоторых факторов, которые влияют на поведение оператора, можно найти и в других пособиях, например, в методике [53]. Методики, которые приведены в учебнике, в сравнении с методикой [53], по мнению авторов, являются приоритетными, но нормативная документация по данному вопросу еще не разработана.

## **8.10. Заключительные положения.**

При работе со сложными системами, имеющими взаимосвязанные подсистемы, которые выдают большие массивы данных, существует высокая вероятность совершения ошибки. Безопасный проект является “дружественным к оператору” и нацелен на учет ошибок человека. Для предотвращения ошибок человека или ограничения их последствий используются физические или административные барьеры. На уровне интерфейса пользователя (где существует относительно высокая вероятность совершения ошибки) информация должна представляться оператору таким

образом, чтобы обеспечивались управляемость и достаточное время для принятия решений и мер.

Безопасный проект нацелен также на содействие принятию оператором соответствующих мер с должным учетом имеющегося времени, психологических требований ситуации и физического окружения. Необходимость скорейшего вмешательства оператора должна быть сведена к минимуму. В тех случаях, когда требуется принятие оперативных мер, они должны осуществляться автоматически. Если возникает потребность управления станцией вручную, то должен быть обеспечен доступ к оборудованию с учетом всех прогнозируемых условий окружающей среды.

Человеческий фактор – это комплекс знаний о людях в той среде, в которой они живут и работают. Исследование ЧФ предусматривает прогнозирование возможностей человеческих ошибок и их границ для практического применения возможностей человека при конструкторских разработках машин и механизмов, оптимизации деятельности человека, целью которой является безопасность и эффективность при управлении техническими системами. ЧФ является междисциплинарной областью, которая охватывает множество дисциплин. *Психология* представляет собой одно из важных источников знаний, которые необходимы для понимания того, как люди воспринимают информацию и принимают решение; *антропометрия* и *биомеханика* несут информацию о параметрах и двигательных характеристиках человеческого тела, которое являются определяющими при проектировании рабочего места и расположенного там оборудования. Так же *биология* и ее сопредельная дисциплина *хронобиология* необходимы для понимания биоритмов, которые влияют на трудоспособность человека. *Статистические* исследования ошибок и поведения операторов необходимы для определения вероятностей ошибок.

Работы по проблемам ЧФ направлены на решения сугубо практических задач. Концептуальные взаимоотношения этой работы с науками о человеке можно сравнить с отношениями между конструкторской, т.е. прикладной деятельностью и естественными, теоретическими, науками. Подобно тому, как технические прикладные науки связывают естественные науки с прикладными областями их применения, возрастает число методологий и методов в области ЧФ. Чрезвычайно важно, чтобы все, кто причастный к эксплуатации в пределах эргатических систем, в которых одной из функциональных составляющих есть человек, осознали, что *какими бы решительными не были попытки предотвратить ошибки человека, целиком избавиться их невозможно*. Ни один человек, будь то конструктор, инженер, рабочий, служащий, руководитель и, конечно, оператор не может постоянно безупречно выполнять свои функции. Кроме того, то, что можно считать отличным выполнением обязанностей при одних обстоятельствах, может оказаться неприемлемым при других. Материалы Международной организации гражданской авиации (ИКАО) содержат указания, в соответствии с которыми людей необходимо воспринимать такими, какими

они есть. Желать чтобы они стали внутренне “лучшими” или “другими” без толку, если не подкреплять такие желания рекомендациями как исправить положение, что в свою очередь должно дополняться рекомендациями по усовершенствованию конструкций, подготовки, обучения, приобретением большего опыта и т.д., с целью положительного влияния на соответствующие аспекты человеческой деятельности.

Подготовка в области ЧФ несет огромный выигрыш в будущей профессиональной деятельности специалиста. Желательно, чтобы студенты не воспринимали подготовку в сфере ЧФ, как чисто академический, схоластический курс, который не имеет практического значения.

Проблемы ЧФ наиболее основательно разрабатывались в областях высоких технологий, где возникновение чрезвычайных ситуаций, случаев и инцидентов имеет тяжелые последствия, прежде всего в авиации и атомной энергетике. Поскольку безопасность является обязательной целью в авиации, логическим средством ее достижения стало распространение соответствующих знаний из проблем ЧФ в этой области. Начиная с 1989 года Международная организация гражданской авиации регулярно издает “Циркуляр ИКАО. Человеческий фактор”. Методология учета ЧФ универсальна, что дает возможность применять ее в разных сферах хозяйственной деятельности, таких как конструкторские работы, расследование случаев и инцидентов на производстве, в быту, окружающей среде, оптимизации технологических, производственных инструкций, программ подготовки персонала и т.п.. Показательно, что разработанные для авиации концепции учета ЧФ получили признание в США при решении проблем безопасности в атомной промышленности. Опыт и практика безопасности ядерной энергетики и авиации в дальнейшем экстраполированы, перенесены в другие области (безопасности) человеческой деятельности.

В свое время Федеральное авиационное управление США заявило, что оно израсходовало больше 50 лет на создание техники, которая целиком безопасна, а сейчас пришло время поработать с людьми. Это заявление создало основу для оценки необходимости учета ЧФ для отрасли. В нашем государстве эти работы еще не проводятся. Показательно, что когда нам нужна консультация по правовым вопросам, мы обращаемся к квалифицированному юристу или нанимаем квалифицированного строителя для сооружения дома, при необходимости медицинского диагностирования идем к врачу. Однако, при подходе к проблемам ЧФ допускается интуитивный и, в ряде случаев, поверхностный подход, даже если от их решения зависит жизнь многих людей. Результатом проявления ЧФ стала тяжелейшая в мире техногенная Чернобыльская катастрофа. Трагедия во Львове (Скниливе), аварии во время сертификационных испытаний лидеров мировой авиации украинских АН-70 и АН-140 произошли по этой же причине. Причем не только ошибки пилотов, а и организаторов, руководителей полетов. В практике пилота, который во время

сертификационных испытаний посадил АН-140 за взлетно-посадочную полосу и сломал шасси самолета, это уже был третий подобный случай. Руководство чрезвычайно важных для Украины полетов, от которых зависела дальнейшая судьба современной, совершенной, почти на 100 процентов безопасной машины, доверили штурвал человеку с небезупречными профессиональными качествами. Записи разговоров пилотов над аэродромом в Скнилеве свидетельствует, что руководители полетов не обеспечили необходимую их подготовку. Исследованиями причин Чернобыля доказано, что катастрофа обязательно должна была состояться при обстоятельствах, которые сложились, так как несовершенными и ошибочными были программа испытаний, которые проводились на 4 блоке, конструкция РУ, процедуры и подготовка операторов.

Специалисты ИКАО утверждают, что многолетний опыт или тысячи полетных часов могут оказаться несущественными или совсем бесполезными с точки зрения проблем отрасли, решение которых возможно лишь при глубоком понимании ЧФ. Понимание ЧФ особенно важно потому, что каждые три из четырех авиационных приключений является результатом функциональных ошибок, которые совершены здоровыми довольно квалифицированными операторами. Причины таких ошибок могут быть связаны с конструктивными недостатками оборудования, рабочего места или несовершенством неотработанных технологических процедур, а также с погрешностями в подготовке или в инструктаже перед началом эксплуатации. Но какими бы не были причины, центральным фактором является человеческая деятельность, поведение и границы возможностей человека. Затраты работы, финансов, материалов для ОПО возросли настолько, что импровизированный или интуитивный подход к решению проблем ЧФ более недопустимый. Для коренного уменьшения чрезвычайных ситуаций отношения к проблемам ЧФ должны быть более ответственными, сам ЧФ должен изучаться более глубоко, а накопленные знания применяться шире. Распространение информации о ЧФ дает наиболее действенную возможность сделать деятельность человека и общества более безопасной и эффективной.

## **Выводы.**

Ознакомление с лучшей мировой практикой (ЛМП) совершенствования культуры безопасности позволяет прийти к следующему заключению: основой постоянных улучшений являются пять основополагающих принципов:

1. Даже лучшие специалисты совершают ошибки.
2. Ситуации, чреватые ошибками, предсказуемы, управляемы и предотвращаемы.
3. Поведение человека определяется организационными процессами и ценностями.
4. Наивысшая эффективность работы достигается благодаря поощрению и поддержке.
5. Нарушений можно избежать, если разобраться в причинах ошибок и внедрить извлеченные уроки.

## **Вопросы для самоконтроля.**

1. Перечислите категории ошибок персонала.
2. Назовите коренные причины ошибок персонала АЭС.
3. Объясните влияние ошибок человека на возможность возникновения аварии.
4. Приведите основные определения и требования нормативной документации в сфере человеческого фактора.
5. Концептуальная модель человеческого фактора.
6. Состояние проблемы исследования человеческого фактора.
7. Методики анализа и учета человеческого фактора.
8. Подготовка персонала - основной элемент культуры безопасности.
9. Состояние подготовки персонала ГП НАЭК "Энергоатом".

## **ГЛАВА 9. ДОКУМЕНТАЛЬНАЯ ОСНОВА КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ**

Любая страна, где эксплуатируются ядерные установки, должна создать юридическую основу для регулирования использования ядерных технологий. Эти законы распространяются на станцию и оборудование, материалы и персонал. Существует также четкое распределение обязанностей по обеспечению ядерной безопасности в целом ряде областей, таких, как производство электроэнергии, медицина и научные исследования.

Правительство несет ответственность за принятие необходимых законов. В рамках этой юридической основы эксплуатирующая организация, которая может представлять собой энергетическую компанию или научно-исследовательский институт, несет основную ответственность за обеспечение ядерной безопасности.

Кроме того, законом устанавливается регулирующий орган (РО), ответственный за инспекционную работу и обеспечение соблюдения юридических требований, принятых на национальном уровне.

### **9.1. Роль МАГАТЭ**

МАГАТЭ выполняет две относящиеся к безопасности функции, которые изложены в его Уставе (статьи III.A.6). Ими являются:

- разработка и принятие норм безопасности для охраны здоровья от воздействия излучения, и
- обеспечение применения этих норм по просьбе государства-члена.

МАГАТЭ предпринимает значительные усилия по осуществлению во всем мире деятельности, связанной с обеспечением ядерной безопасности, путем:

- содействия разработке международных правовых соглашений;
- разработки норм безопасности, отражающих международный консенсус;
- предоставления в международных масштабах услуг экспертов по рассмотрению и обеспечению безопасности, а также подготовки кадров; и
- стимулирования научных исследований, технического сотрудничества и обмена информацией.

МАГАТЭ разработало всеобъемлющий комплекс норм безопасности в областях ядерной энергии, радиационной защиты, обращения с радиоактивными отходами и перевозки радиоактивных материалов. Иногда это осуществлялось совместно с другими международными организациями. Эти нормы периодически обновляются, с тем, чтобы обеспечить их актуальность в качестве руководящих материалов по применению современных методов для достижения высокого уровня безопасности.

Стремясь обеспечить применение своих норм безопасности, МАГАТЭ по запросам оказывает персоналу АЭС и исследовательских реакторов услуги по рассмотрению вопросов безопасности и предоставлению соответствующих консультаций. Главным элементом этих услуг являются

командировки с целью независимого авторитетного рассмотрения, проводимого международными экспертами, которые предоставляют объективные консультации на основе норм безопасности МАГАТЭ и образцовой международной практики в таких областях, как законодательство и государственная инфраструктура, проектирование и эксплуатация АЭС и исследовательских реакторов, а также различные оценки безопасности. Ежегодно МАГАТЭ проводит около 50 командировок по рассмотрению вопросов безопасности в различных областях безопасности ядерных установок.

## **9.2. Перечень основных документов по Культуре безопасности**

Считается, что на станции имеется высокая культура безопасности, когда характерные особенности организации и поведение отдельных работников ориентированы на обеспечение защиты и безопасности. Управление безопасностью и культура безопасности взаимосвязаны и неотделимы друг от друга. Все то, что делает или не делает руководство, сказывается на безопасности. Для эффективного управления безопасностью должен применяться систематический подход. В то же время по-прежнему присутствуют человеческий фактор и вероятность совершения ошибки человеком, и поэтому оба эти обстоятельства следует принимать во внимание. Руководители должны знать, каким образом их подход влияет на поведение отдельных работников и коллектива.

Сущность Культуры безопасности состоит в достижении того, чтобы самое пристальное внимание к безопасности уделялось и организациями, и отдельными лицами. Термин "Культура безопасности" был введен МКГЯБ в "Итоговом докладе о совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле" [31]. В последующем докладе, "Основные принципы безопасности атомных электростанций", обычно упоминаемом как документ INSAG-3 [20], Культура безопасности была освещена как фундаментальный управленческий принцип. Доклад (INSAG-4) является реакцией на замечания, полученные после публикации документа INSAG-3, в котором предлагалось так представить и определить концепцию Культуры безопасности, чтобы ее эффективность можно было подтвердить конкретными примерами.

Принципы Культуры безопасности, сформированные и одобренные странами-участниками МАГАТЭ, стали неотъемлемой составляющей организации эксплуатации атомных станций во всем мире, в том числе и в Украине. Это обусловлено действующим законодательством, правовыми и нормативными актами, а также международными стандартами по безопасности.

Перечень основных документов [32-41] и их краткая аннотация приведены в таблице:

Наименование документа	Статус документа	Характер документа	Краткая аннотация
Конституция Украины (принята 28 июня 1996 г.)	Государственный	Законодательно-правовой	Ст.16 объявляет обязанностью государства «обеспечение экологической безопасности и поддержание экологического равновесия на территории Украины». Ст.50 провозглашает, что «каждый имеет право на безопасную для жизни и здоровья окружающую среду и на компенсацию причиненного вреда при нарушении этого права».
Конвенция о ядерной безопасности (подписана в 1994 г., ратифицирована 17 декабря 1997 г.)	Международный	Международно-правовой	Подтверждает приверженность принципам ядерной безопасности на государственном уровне. Ст.10 обязывает: «чтобы все организации, занимающиеся деятельностью непосредственно связанной с ядерными установками, проводили политику, в которой ядерной безопасности уделяется наивысший приоритет. Конвенция обязывает участников подготавливать доклады о выполнении своих обязательств и представлять эти документы для “независимого авторитетного рассмотрения” всеми странами в рамках проводимых каждые три года совещаний договаривающихся сторон.
Общие положения безопасности атомных станций. ОПБ-88	Межгосударственный	Нормативный	Первый в СССР документ, который установил основные критерии, требования и условия обеспечения безопасности АЭС, а также основные принципы и характер технических и организационных мер, направленных на достижение безопасности. Стал первым документом, где введено определение «культуры безопасности», введены европейские методы анализа безопасности. С 1991 г. стал межгосударственным, на основе которого был разработан аналогичный документ Украины: НП 306.1.02/1.034-2000
Закон Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности» (принят 8 февраля 1995 г.)	Государственный	Законодательный	Определяет, что основными принципами государственной политики в сфере использования ядерной энергии и радиационной защиты являются:  — «приоритет защиты человека и окружающей природной среды от воздействия ионизирующего излучения»;  — «обеспечение защиты во время использования ядерной энергии»;  — «запрет какой-либо деятельности, связанной с ионизирующим излучением, если пользы от такой деятельности меньше, чем от нанесенного ею ущерба».
НП 306.1.02/1.034-2000 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций			Устанавливает основные критерии, требования и условия обеспечения безопасности АЭС, а также основные принципы и характер технических и организационных мер, направленных на достижение безопасности.
Доклад 75-INSAG-3 «Основные принципы безопасности атомных электрических станций», 1988 г.	Международный	Рекомендательный	Рассматривает концепцию целей безопасности и использование вероятностной оценки безопасности. Обсуждаются целевые показатели надежности систем безопасности. Решающей является концепция культуры безопасности.



Наименование документа	Статус документа	Характер документа	Краткая аннотация
Доклад 75-INSAG-4 «Культура безопасности», 1991 г.	Международный	Рекомендательный	Раскрывает концепцию Культуры безопасности применительно к организациям и отдельным лицам, занятым деятельностью в области ядерной энергетики, и представляет основу для суждения об эффективности культуры безопасности в конкретных случаях с целью определения возможных усовершенствований.
Руководство ASCOT, 1994 г.	Международный	Информационно-рекомендательный	Описывает подход, используемый при проведении миссий ASCOT. Предназначено для оценки культуры безопасности в организациях на основе индикаторов.
Доклад INSAG-12 «Основные принципы безопасности атомных электрических станций», 1999 г.	Международный	Рекомендательный	Рассматривает концепцию целей безопасности и использование вероятностной оценки безопасности. Обсуждаются целевые показатели надежности систем безопасности. Решающей является концепция культуры безопасности.
Доклад INSAG-13 «Управление эксплуатационной безопасностью АЭС», 1999 г.	Международный	Рекомендательный	Рассматривает структуру управления безопасностью, необходимую организациям для повышения уровня культуры безопасности
Доклад № 11. «Развитие Культуры безопасности в ядерной деятельности», 2000 г.	Международный	Рекомендательный	Дополняет INSAG-4, описывая практические подходы, показавшие свою ценность при внедрении и поддержании здоровой культуры безопасности.
Доклад INSAG-15 «Основные практические проблемы укрепления Культуры безопасности», 2002 г.	Международный	Рекомендательный	Описывает существенные практические проблемы, которые должны рассматриваться организациями, стремящимися повысить культуру безопасности.
IAEA-TECDOC-1329 Safety culture in nuclear installations Культура безопасности ядерных установок	Международный	Рекомендательный	Guidance for use in the enhancement of safety culture. Руководство для использования в распространении культуры безопасности
Руководство по системам управления охраной труда MOT – CYOT 2001.ILO – OSH 2001.	Международный	Рекомендательный	Руководство по системам управления охраной труда.

Наименование документа	Статус документа	Характер документа	Краткая аннотация
IAEA-TECDOC-860. Указания по организации самооценки культуры безопасности и проведении миссии Группы оценки культуры безопасности в организациях: отредактированные указания ASCOT издание 1996 г.	Международный	Рекомендательный	Указания по организации самооценки культуры безопасности и проведения миссии Группы оценки культуры безопасности в организациях: отредактированные указания ASCOT издание 1996
IAEA-TECDOC-1321 Самооценка культуры безопасности на ядерных установках. Основные моменты и надлежащая практика	Международный	Рекомендательный	Методическое руководство по проведению самооценки культуры безопасности на ядерных установках.
ГКД 34.20.507-2003 Техническая эксплуатация электрических станций и сетей. Правила	Государственный	Нормативный	Устанавливают основные организационные и технические требования к безопасной, надёжной и экономичной эксплуатации оборудования и объектов энергетики.
Общие положения безопасности атомных станций (ОПБ-2008) НП 306.2.141-2008	Государственный	Нормативный	Устанавливают цели и критерии безопасности атомных станций, а также основные технические и организационные меры, направленные на их реализацию, защиту персонала атомных станций, населения и окружающей природной среды от возможного радиационного воздействия. Базируются на требованиях законодательства Украины

Документальная основа безопасности, культуры безопасности в том числе, постоянно развивается, документы совершенствуются, в них вносятся изменения по опыту эксплуатации, совершенствованию конструкций и процедур, улучшению подготовки персонала. Характерным примером может служить разработка ОПБ 88, как реакции на Чернобыль. В сравнении с предыдущей версией документа нормы и правила получили дальнейшее развитие, впервые в соответствии с европейскими нормами были введены следующие термины, понятия и процедуры:

- Тяжелая запроектная авария – анализ сценария для определения мер управления и ослабления последствий.
- Проектные аварии - количество сценариев ограничивается принципом единичного отказа. Запроектные аварии - ограничение снимается.
- Вероятностный анализ безопасности. Целевые ориентиры приемлемости событий - степень доверия к решениям, принятым в проекте АЭС.

- Системы и элементы, важные для безопасности - все системы и элементы (понятие элемент введено впервые), отказы которых нарушают нормальную эксплуатацию, и могут привести к проектным или, при наложении других отказов, к запроектным авариям.
- Классификация по влиянию систем и элементов на безопасность - определяет применимые требования качества.
- Специальные нормы и правила безопасности (термин введен в ОПБ – 73) - нормативные документы, утвержденные Регулятором или допущенные им к применению.
- Культуры безопасности.

Далее, в соответствии с международными принципами, произошло разделение ответственности между Регулирующим органом (РО) и Эксплуатирующей организацией (ЭО), был внедрен принцип полной ответственности ЭО за безопасность АЭС, а РО получила функции контроля и инспекций безопасности. Эксплуатирующая организация обязана получать разрешение РО на соответствующую деятельность. Ответственность ЭО не ослабляется в связи с деятельностью проектантов, поставщиков и регуляторов. Эти и другие современные принципы и особенности национальной отрасли ядерной энергетики находят отражение в современных нормативных документах Украины, в частности, в 2008 году были разработаны **общие положения безопасности** АЭС Украины – ОПБ 2008 [121].

Общие положения безопасности атомных станций базируются на требованиях законодательства Украины, учитывают рекомендации Международного агентства по атомной энергии и – Международной группы советников при МАГАТЭ по безопасности ядерных установок при Международном агентстве по атомной энергии, а также отечественный и зарубежный опыт безопасной эксплуатации АС. Общие положения обязательны для всех юридических и физических лиц, осуществляющих или планирующих деятельность, связанную с размещением, проектированием, строительством, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией и снятием с эксплуатации атомных станций, а также с конструированием, изготовлением и поставкой элементов для них.

Культура безопасности в документе представлена как один из фундаментальных принципов управления безопасностью. ОПБ-2008 отражают также особенности нормативной базы Украины, но в более явном виде эти особенности сформулированы одним из ведущих специалистов атомной отрасли Украины Штейнбергом Н.А. в тексте доклада на международной конференции [42].

### **9.3. Состояние нормативной базы Украины по ядерной и радиационной безопасности**

#### ***9.3.1. Особенности нормативной базы Украины***

Первой и главной особенностью является то, что Украина не разработчик реакторной технологии. В любом варианте развития ядерной энергетики будут использоваться реакторные установки, созданные на основе зарубежной нормативной базы – это серьезная проблема. Поэтому должна быть сформулирована понятная, основанная на международной нормативной базе, политика регулирующего органа в этом вопросе [42]. Неопределенности нормативной базы создают риски, которые мешают развитию атомной отрасли Украины.

Второй особенностью является общая проблема нормативной базы ядерного регулирования Украины. Поддерживать «советскую» нормативную базу РО не может в силу разных уже названных причин (более 150 документов), но и создавать подобную советской национальную нормативную систему сложно. То есть, по мнению ведущего специалиста атомной энергетики, нормативная база регулирующего органа должна ограничиваться уровнем основных принципов и критериев, требований к порядку обоснования безопасности и ее обеспечения. Все остальное – уровень промышленных стандартов, область гарантии качества. Это обязанность ЭО, которая должна обеспечить проектирование, строительство и эксплуатацию ЯУ в соответствии высшим требованиям качества. Это позволяет обосновать безопасность ядерных установок Украины, наметить пути дальнейшего совершенствования нормативной базы.

#### ***9.3.2. Развитие регулирующих правил и установок Украины***

Украина унаследовала от СССР предписывающую регуляторную систему. Для Регулятора существует необходимость перехода с предписывающего регулирования на менее предписывающее и более основанное на деятельности регулирование. В этом процессе Регулятор широко применяет нормы МАГАТЭ по безопасности и контрольные уровни по ядерной безопасности WENRA.

##### **Нормотворческая деятельность Регулятора.**

На государственном уровне Регулятор принимает участие в работе так называемых рабочих групп, которые занимаются разработкой законов, которые будут обсуждаться в Парламенте. Процедура разработки регулирующих положений и установок на уровне Регулятора вводится внутренним приказом Регулятора и поддерживается "Пособием по Качеству для законотворческой деятельности". В разработке документов принимают участие сотрудники Регулятора, организации технической поддержки (Государственный Научно-Технический Центр из Ядерной и Радиационной Безопасности - ГНТЦ-ЯРБ), другие организации или в сотрудничестве вышеуказанных представителей.

Разработка регулирующих правил и установок есть одним из видов деятельности Регулятора, что на данное время требует много ресурсов и усилий. Руководство Регулятора предоставляет надлежащий приоритет этой деятельности, тем не менее, в некоторых случаях приоритеты разработки конкретных регулирующих положений или установок определены не надлежащим образом. Определение приоритетов документов, которые должны быть разработаны по каждому направлению: ядерная безопасность, радиационная безопасность и РАВ может помочь в усилении эффективности правилотворческого процесса в Регуляторе.

Количество действующих документов очень большое, поэтому не исключается вероятность дублирования. Создается впечатление (на 2010 г.), что управление взаимной увязки документов, обеспечение последовательности и выполнение может быть проблематическим.

#### **9.4. Новая структура стандартов МАГАТЭ по безопасности**

В мае 2009 г. на интернет-сайте МАГАТЭ была опубликована новая структура стандартов МАГАТЭ по безопасности. Стандарты МАГАТЭ отражают наилучший опыт и практику стран, использующих атомную энергию, и, главным образом, предназначены для поддержки формирования соответствующей национальной нормативной базы. Стандарты МАГАТЭ постоянно улучшаются, совершенствуется их структура. Действующая в настоящее время система стандартов, относящаяся к Safety Standard Series (серия стандартов по безопасности, далее – SSS) разрабатывается с 1996 г. Основная цель этой разработки – охватить все виды установок и деятельности на основе общего подхода, поскольку в предыдущих сериях стандарты для отдельных видов установок и деятельности разрабатывались, в основном, изолированно.

Классическая пирамида новой структуры стандартов МАГАТЭ представлена на рис.9.1. Наверху пирамиды находятся основы безопасности (Safety Fundamentals, SF), которые, как отмечалось выше, устанавливают цели и принципы безопасности. Далее следуют общие требования по безопасности (General Safety Requirements, GSR), предъявляемые ко всем установкам и деятельности. Затем идут конкретные требования по безопасности (Specific Safety Requirements, SSR), применимые к конкретным установкам и деятельности. Замыкают пирамиду общие руководства по безопасности (General Safety Guides, GSG), которые предназначены для всех установок и деятельности, и конкретные руководства по безопасности (Specific Safety Guides, SSG), применимые к конкретным установкам и деятельности.

## Разработка требований по безопасности

*Общие требования* по безопасности охватывают семь тем:

- правительственная, законодательная и регулирующая основа безопасности;
- руководство и управление в целях безопасности;
- радиационная защита и безопасность радиационных источников;
- обращение с радиоактивными отходами перед захоронением;
- оценка безопасности для установок и деятельности;
- вывод из эксплуатации и прекращение деятельности;
- аварийная готовность и реагирование.

В предыдущей серии стандартов общими требованиями охватывались только четыре темы.

*Конкретные требования* по безопасности охватывают следующие шесть тем:

- оценка площадки для ядерных установок;
- безопасность атомных электростанций, проектирование и эксплуатация;
- безопасность исследовательских реакторов;
- безопасность установок ядерного топливного цикла;
- безопасность установок захоронения радиоактивных отходов;
- безопасность транспортировки радиоактивных материалов.



Рис. 9.1. Пирамида стандартов безопасности МАГАТЭ

Подробная информация о стандартах, содержащих требования, приведена на официальной странице МАГАТЭ. Так же, как и для стандартов, содержащих руководства, для каждого стандарта указана область его распространения на виды установок и деятельности. Для этого использованы сокращения их оригинальных наименований:

- NPP – Nuclear Power Plants (атомные электростанции);
- RR – Research Reactors (исследовательские реакторы);
- FCF – Fuel Cycle Facilities (установки ядерного топливного цикла);
- WDF – Waste Disposal Facilities (установки захоронения радиоактивных отходов);
- RS – Radiation Sources (радиационные источники);
- M/MA – Mining/Milling Activities (деятельность по добыче и обработке руды);
- TRM – Transport of Radioactive Material (транспортировка радиоактивных материалов).

#### *Разработка новых руководств по безопасности*

Общие и конкретные руководства по безопасности охватывают следующие семь видов установок и деятельности:

- атомные электростанции;
- исследовательские реакторы;
- установки ядерного топливного цикла;
- установки захоронения радиоактивных отходов;
- радиационные источники;
- добыча и переработка руды;
- транспортировка радиоактивных материалов.

Всего предусматривается разработка 83-х руководств по безопасности. Подробная информация о разрабатываемых руководствах приведена в [...].

Все руководства пронумерованы, введены сокращения оригинальных наименований их типа, которые указаны в заголовках таблиц. Для конкретных руководств предусматривается разработка четырех типов:

- по темам;
- по установкам;
- по деятельности;
- без указания типа.

Для всех руководств указаны предшествующие документы, на основе которых они разрабатываются. Это уже существующие стандарты предыдущей серии (GS, NS, RS, WS TS), проекты разрабатывающихся стандартов (DS) и некоторые стандарты других серий. До завершения разработки новых стандартов следует пользоваться предыдущими сериями.

### **9.5. Новые предложения специалистов АЭС относительно повышения уровня культуры безопасности**

По мнению специалистов АЭС [55,70-72], нарушения в работе АЭС, связанные с человеческим фактором – это нарушения, обусловленные несоответствием психофизиологического состояния и (или) квалификации персонала установленным требованиям. Ниже приводятся понятия психологии безопасности, которые, с точки зрения персонала АЭС, наиболее

сильно влияют на поведение персонала в сложных аварийных ситуациях и на которые неоднократно обращали внимание специалисты практики.

Функционально человеческий фактор, помимо квалификации, включает в себя следующие элементы:

- **восприятие** не всегда адекватно тому, что мы реально слышим и видим, во многом зависит от наших ожиданий;
- **мотивация** дает стимул к совершению большинства поступков, определяет поведение человека и способствует поддержанию у него интереса к тем или иным действиям;
- **степень удовлетворенности работой** - во многом сказывается на ее качестве;
- **эмоции** могут решающим образом предопределять реакцию на изменение обстановки;
- **самоуспокоенность** может притупить чувство опасности; высокая степень автоматизации и надежности оборудования АЭС, а также обыденность выполняемых действий являются теми факторами, которые могут привести к самоуспокоенности;
- **самодисциплина** является важным элементом организованной деятельности; отсутствие самодисциплины ведет к невнимательности и недостаткам в работе.

На основании многолетнего опыта эксплуатации, анализа нарушений в работе АЭС по вине персонала, сделаны выводы о том, что приведенные психологические факторы в наибольшей степени влияют на вероятность ошибки. По этой причине эти психологические факторы: *восприятие, мотивация, степень удовлетворенности работой, эмоции, самоуспокоенность и самодисциплина* рассматривались как поле деятельности для повышения культуры безопасности на АЭС. На основе такого подхода за последние годы как на уровне ГП НАЭК «Энергоатом», так и на уровне АЭС [55,72] проделана большая работа по повышению уровня эксплуатационной безопасности, включая также вопросы, связанные с повышением надежности человека-оператора. Это привело как к существенному снижению количества нарушений в работе АЭС в целом, так и к сокращению числа нарушений из-за неправильных действий персонала, табл. 9.2.

Таблица 9.2. Нарушения из-за неправильных действий персонала на примере ХАЭС

Показатель	2005		2006		2007		На 01.10.2008	
	НАЭК	ХАЭС	НАЭК	ХАЭС	НАЭК	ХАЭС	НАЭК	ХАЭС
Общее количество нарушений	34	9	32	9	25	4	20	4
Нарушения из-за неправильных действий персонала	11	1	9	1	4	0	1	0

Количество нарушений из-за неправильных действий персонала



постоянно уменьшается, однако, следует отметить, что неправильные действия персонала даже в единичных случаях могут повлечь серьезные последствия для нормальной работы АЭС. Поэтому работы по дальнейшему повышению надежности «человеческого фактора» всегда являются приоритетными, дают положительный эффект при относительно небольших затратах.

В данном разделе предлагается к рассмотрению новый подход к повышению надежности человеческого фактора, предложенный специалистами ХАЭС [55]. Предложение основано на аналогии использования принципов глубоководной защиты и *барьеров безопасности*, что успешно применяется в области обеспечения технической безопасности АЭС, см. главу 3. В отличие от ранее принятых, эти барьеры безопасности назовем *организационными*. *Организационные барьеры безопасности* предлагается установить в сфере отбора и подготовки персонала. То есть, в качестве барьеров по недопущению ошибочных действий персонала выступают конкретные формы и этапы работы с персоналом, установленные «Положением по организации работы с персоналом ГП НАЭК «Энергоатом»». Организационно-технические меры включают в себя установление и закрепление в документах критериев соответствия персонала установленным для каждого барьера требованиям и назначение лиц, ответственных за нормальное функционирование данного барьера.

Предполагается, что стратегия предотвращения нарушений в работе АЭС, связанных с человеческим фактором, должна реализовываться с использованием двух уровней защиты – предупреждение ошибок персонала путем постоянного контроля его готовности, установления лиц из числа руководства, ответственных за поддержания готовности каждого барьера. Предлагается следующее разделение организационных барьеров по уровням:

- уровень 1, мероприятия, ориентированные на конкретного работника;
- уровень 2, мероприятия, ориентированные на подразделение или на организацию в целом.

В таблицах 9.3 и 9.4 соответственно, приведены краткие описания этих двух уровней защиты с определением организационных барьеров. Фактически, таблицы описывают известные мероприятия по подготовке и поддержанию квалификации персонала, в соответствии с действующими стандартами эксплуатирующей организации. Новизна предложенных ХАЭС принципов заключается в отношении к этим мероприятиям, повышении их статуса. Определив мероприятия по подготовке и поддержанию квалификации персонала как организационные барьеры безопасности, предлагается соответствующий контроль сохранности барьеров, недопустимости их деградации.

При таком подходе расследование каждого нарушения, связанного с человеческим фактором, должно завершаться лишь после установления того факта, *какой из названных организационных барьеров подготовки персонала*

был нарушен или недостаточно определен и обоснован, для принятия мер по его совершенствованию и оценки действий лиц, ответственных за каждый барьер.

Предложенные барьеры будут препятствовать возникновению нарушения под влиянием ЧФ, потому что при таком подходе обеспечивается своевременное выявление персонала, склонного к совершению неправильных действий и его отсеивание или реализацию корректирующих мероприятий по поддержанию требуемого уровня подготовки.

Основные задачи принятия и реализации такой строгой стратегии для АЭС остаются прежними, таковыми являются:

- поддержание квалификации и повышение уровня соответствия персонала предъявляемым к нему требованиям;
- снижение количества и негативного воздействия нарушений (отклонений) в работе, связанных с человеческим фактором.

Но в предлагаемом варианте всей работе с персоналом придается новое значение, выраженное в новом качестве углубленного анализа влияния ЧФ на действия персонала при расследовании нарушений (отклонений) в работе с целью принятия корректирующих мер. Конкретизируются требования к отбору и подготовке персонала на всех стадиях подготовки, повышаются требования к ответственным руководителям путем строго разделения их обязанностей и ответственности. Такое направления стратегии, безусловно, правильное, оно соответствует стандартам качества ISO-9000 в части организации процессов производства. Но, конечно же, предложенные *организационные барьеры безопасности* в сравнении с ролью барьеров безопасности определенных в ОПБ имеют не такое большое значение. Деградация любого из них не приводит непосредственно к разрушению активной зоны РУ и выходу радиоактивности.

Главными результатами применения этой стратегии могут и должны стать:

- повышение эффективности работы и уровня культуры безопасности:
  - АЭС в целом;
  - отдельных подразделений;
  - персонала;
- повышение мотивации и самоуважения персонала.

Последнее основано на постепенном воспитании культуры безопасности, следовательно, сознательного и добросовестного выполнения своих обязанностей, как говорит народная мудрость: «не за страх, а по совести», т.е. внутренней мотивации.

Таблица 9.3. Мероприятия, ориентированные на конкретного работника

Организационный барьер	Система организационно-технических мер	Документы	Ответственный
1.1. Подбор персонала, его прием на работу	Установление и формализация требований к различным категориям персонала, оценка соответствия претендентов этим требованиям (анализ поданных документов, собеседование)	Квалификационные характеристики, положения о подразделениях, должностные инструкции	ЗГДКиСР, ОК, руководители подразделений (также их заместители по работе с персоналом)
1.2. Психолого-физиологическое обследование	Определение: – соответствия психолого-физиологических характеристик претендентов установленным требованиям к выполняемой деятельности; – совместимости персонала в рамках группы (смены).	Методики проведения	ОППФО УТЦ, ЗГИПП
1.3. Подготовка на должность (в том числе выходной контроль)	Теоретическое и тренажерное обучение, описание рабочих мест, самоподготовка, промежуточный и выходной контроль знаний	Квалификационные характеристики, должностные инструкции, программы подготовки	ЗГИПП, начальники подразделений, начальники учебных отделов УТЦ
1.4. Проверка знаний в комиссиях	Планы работы с персоналом, графики проверки знаний, создание и обеспечение работы комиссий по проверке знаний	Положения о порядке проверки знаний, документы, знание которых проверяется, квалификационные характеристики, должностные инструкции	ГИС, руководители комиссий по проверке знаний
1.5. Дублирование, ПАТ, ППТ	Определение объема и проведение ПАТ, ППТ	Инструкции, графики, программы подготовки и проведения	Руководители подразделений
1.6. Поддержание квалификации (включая ПАТ, ППТ)	Анализ потребностей в обучении, разработка и периодический пересмотр УММ, составление и корректировка графиков подготовки, определение объема и проведение инструктажей, ПАТ, ППТ	Квалификационные характеристики, должностные инструкции, программы поддержания квалификации, типовые положения об обучении	ЗГИПП, руководители подразделений
1.7. Периодическая проверка знаний	Определение, закрепление и периодический пересмотр объема знаний	Положения о порядке проверки знаний, должностные инструкции	ГИС, руководители комиссий
1.8. Периодические медосмотры	Разработка графиков, контроль прохождения медосмотров, анализ результатов	Положение о медицинском осмотре	ЗГДКиСР, ООЗ, руководители подразделений
1.9. Реабилитация оперативного персонала	Разработка графиков и программ реабилитации, проведение реабилитационных мероприятий, мониторинг состояния здоровья по основным показателям	Методики оценки состояния здоровья, паспорт здоровья	ЗГДКиСР, ЗГИПП, ОППФО

Таблица 9.4. Мероприятия, ориентированные на подразделение или организацию в целом

Организационный барьер	Система организационно-технических мер	Документы	Ответственный
2.1. Выявление и устранение ошибок в эксплуатационной документации	Периодический пересмотр, работа с предложениями персонала	Положения: о порядке пересмотра документации, об обратной связи с персоналом, о порядке расследования	ЗГИЭ, ЗГИР, ЗГИТИ, ПТС
2.2. Эргономика рабочих мест (включая упорядочение информационных потоков)	Анализ условий выполнения работ (состояния рабочих мест), оценка влияния различных производственных факторов, выработка и реализация рекомендаций по усовершенствованию деятельности и устранению недостатков	Санитарно-гигиенические нормы, рекомендации по линии МАГАТЭ, ВАО АЭС, АЯЭ ОЭСР и других компетентных организаций	Руководители подразделений, ЗГДКиСР, ООТиЗ
2.3. Обеспечение и поддержание благоприятного психологического климата в коллективе	Улучшение межличностного взаимодействия на уровне подразделений (в том числе за счет системы обратной связи с персоналом), расширение информирования персонала о деятельности ХАЭС и его участия в реализации политик в различных областях	Заявления руководства ГП НАЭК «Энергоатом» о политике в области безопасности, кадровой политике, политике в области подготовки персонала	ГД, ЗГДКиСР, ОСР, руководители подразделений (также их заместители по работе с персоналом)
2.4. Обходы рабочих мест, инспекции, Дни ОТ, Дни безопасности	Составление и контроль выполнения графиков обходов, инспекций, анализ и устранение замечаний	ПОРП, должностные инструкции, планы и графики работы, мероприятия по устранению замечаний	Генеральный директор, ГИС и руководители соответствующих уровней
2.5. Проведение самооценки	Разработка графиков проведения самооценки, разработка мероприятий по результатам самооценки	Положение о самооценке	Руководители всех уровней

Как видим из таблиц предложено 9 организационных барьеров безопасности на индивидуальном уровне и 5 на уровне подразделения. Приведенные материалы (предложения) по повышению культуры безопасности поступили от специалистов по эксплуатации АЭС, основаны на знаниях и опыте эксплуатации. Сам факт того, что данные проблемы ставятся персоналом АЭС, свидетельствует о повышении уровня культуры безопасности до внутренней потребности специалиста, осознания значимости уровня компетенции и своей ответственности за безопасность. На основе такого уровня появляется самоуважение специалиста, что в свою очередь стимулирует потребность в новых знаниях и самосовершенствованию. Данные предложения специалистов – эксплуатационников АЭС приводятся по материалам научных конференций [70-72], соответствуют новому научному

направлению «Психология безопасности», изложенному в гл.10, будут проработаны и обобщены специалистами ГП НАЭК «Энергоатом».



Рис. 9.2. Барьеры компетентности

В развитие этих идей относительно работы с персоналом, в дополнение к имеющимся документам, в 2010 году на АЭС выпущен "Пособие из учета человеческого фактора в обеспечении безопасной работы ВП ХАЭС". Стратегия предотвращения нарушений, связанных с человеческим фактором, тесно связанная с реализацией кадровой политики ГП НАЭК "Энергоатом" и ОП ХАЭС и представляет собой систему барьеров – рис.9.2, которые препятствуют возникновению нарушения под влиянием человеческого фактора. В качестве барьеров выступают обязательные формы работы с персоналом, подкрепленные системой организационно-технических мероприятий и необходимой нормативной и производственной документацией.

### **Вывод.**

Структура документов по безопасности, культуре безопасности в том числе, обеспечивает безаварийную эксплуатацию объектов ядерного топливного цикла и постоянно совершенствуется на всех уровнях для всех установок и процессов ЯТЦ, соответственно требованиям времени. Персонал АЭС придерживается требований документов по безопасности и выходит с инициативными предложениями относительно их улучшения.

### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Перечислите, какие государственные документы определяют приверженность безопасности на политическом уровне.
2. Какие международные документы рассматривают концепцию культуры безопасности?

## ГЛАВА 10. ПСИХОЛОГИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

Название этой главы определено специалистами ИТЦ – бывшими операторами ЧАЭС. В свете введенных нами представлений социального поля (гл.4), содержание главы значительно расширено. В соответствии с современными научными представлениями [56] «Психология безопасности» — это новая межкафедральная специализация, разработанная на факультете психологии МГУ в рамках национального проекта по формированию системы инновационного образования.

### 10.1. Психология безопасности как научное направление

В современных условиях развития общества существенно усиливается потребность в теоретическом и практическом развитии нового научного направления – психологии безопасности. При этом отмечается увеличение числа всевозможных рисков, которым подвергается человек, интенсивность информационных потоков, обилие трудных ситуаций, наносящих ущерб психологической безопасности личности. В таких условиях одной из приоритетных задач психологии является разработка способов преодоления негативных последствий экстремальных ситуаций на человека.

Подготовка специалистов по профилю «Психология безопасности» в МГУ ведется сразу в нескольких направлениях:

- формирование навыков безопасного поведения;
- психологическая помощь и реабилитация людей, оказавшихся в экстремальных ситуациях;
- психологическое сопровождение специалистов, чья деятельность протекает в условиях, отличных от нормальных.

Целью специализации является подготовка специалистов широкого профиля, способных решать следующие профессиональные задачи: оказание психологической помощи людям, пережившим экстремальные и кризисные ситуации; разработка программ диагностики и реабилитации посттравматических стрессовых расстройств; организация профессиографических исследований.

В данной главе термин «Психология безопасности» рассматривается, прежде всего, как описание «атмосферы», обстоятельств, окружения, «психологического климата» существующего на АЭС в целом и каждом коллективе в отдельности и способствующего улучшению работы или, наоборот – ухудшению.

Цель достижения безопасности должна распространяться на любую деятельность, связанную с производством электроэнергии на АЭС, начиная с выбора площадки и проектирования, строительства, приемки в эксплуатацию, и далее, эксплуатацией, техническим обслуживанием, подготовкой операторов, и во всех связанных с ними видах деятельности должна постоянно присутствовать всепронизывающая психология безопасности. Именно такая всепронизывающая психология безопасности является стержнем культуры безопасности.

Важную научную работу по исследованию и развитию психологии безопасности в атомной энергетике проводит Обнинский научный инженерный центр (ОНИЦ) «Прогноз» под руководством Абрамовой В. Н. и Волкова Э. В. [46,47]. Их работы отображают «инженерно - психологический подход» и хорошо известны специалистам Украины. Ниже будут представлены некоторые материалы их исследований. В табл.10.1 приведены факторы влияющие на поведение человека-оператора.

Таблица 10.1. Факторы влияющие на поведение человека-оператора

Внутренние факторы	Внешние факторы	Внешние организационные факторы
Мотивация: система ценностей, стремлений и интересов - приоритеты, динамика, развитие.	Эргономические характеристики рабочего места: интерфейса, рабочего пространства, кресла, стола и прочее.	Внешние по отношению к АЭС связи и влияния.
Профессионально важные личностные психологические качества: ответственность, дисциплина, добросовестность, лидерство, коммуникативность и другие.	Эргономика нормативной документации. Эргономика трудовых операций.	Цели и стратегии работ по выработке электроэнергии.
Психофизиологические качества: скорость и точность реакции, сила и слабость нервной системы, свойства высшей нервной деятельности.	Гигиена труда.	Координация работ. Распределение ресурсов. Управление человеческими ресурсами.
Характеристики мышления, памяти, внимания.	Латентные ошибки проекта и монтажа на предшествующих этапах жизненного цикла станции.	Функции управления и надзора. Обучение персонала.
Функциональное состояние (интегральная ситуационная характеристика, включающая состояние физического здоровья, утомление, эмоциональные переживания).	Социально-психологическая ситуация.	Организационное знание. Организационная культура. Организационное обучение.
Профессиональная компетентность: знания, умения, навыки.	Социальные условия: Уровень жизни в регионе, оплата труда, медицинское обеспечение, социальная поддержка.	Коммуникации.

АЭС представляется как сложная социо-техническая система, которую условно можно разделить на техническую и социальную подсистемы. Если надежность и долгое время эксплуатации техники определяется своевременным ремонтом, профилактикой, то естественно предположить, что человеку так же необходимы подобные процедуры. И даже в большей степени, ибо последствия человеческой ошибки намного разрушительней с точки зрения безопасной и экономически эффективной работы АЭС. Иллюстрация понятия приведена на рис. 10.1. Такой подход назван инженерно-психологическим.

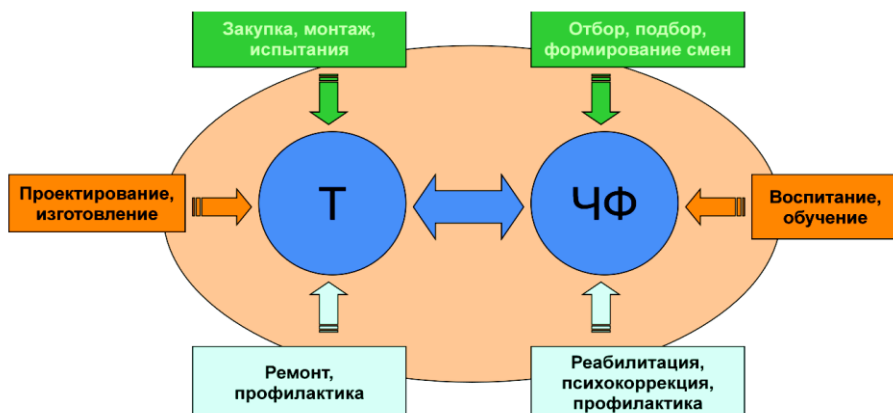


Рис.10.1. Аналогии в психологии безопасности

В основе теории инженерно-психологического подхода к формированию культуры безопасности – концепции обеспечения надежности человека - лежат следующие аспекты, рис. 10.2.



Рис.10.2. Концепция обеспечения надежности человека

Содержание концепций приведенных на рисунке приводится дальше, но его нельзя считать полностью сформированным, в настоящее время это является предметом научных разработок психологов.

Методическим инструментарием инженерно-психологического подхода являются следующие процедуры: профотбор, профессиография,



профориентация, мониторинг профессионально важных личностных качеств (ПВЛК), оценка профессиональной деятельности, социологический мониторинг, анализ качества обучения, эргономическая оценка, мониторинг социально-психологических факторов и тренажерная подготовка. Результаты социально-психологических исследований должны учитываться в повседневной деятельности персонала АЭС и, прежде всего, руководителей при: формировании организационной структуры и организационной культуры, управлении персоналом, разработке и редактировании эксплуатационной документации, анализе причин нарушений, анализе содержания труда, проектировании профессиональной деятельности, эргономической оценке деятельности. Эти процедуры выполняются специальными подразделениями АЭС, совместно с психологами.

#### ***10.1.1. Общие положения «концепции обеспечения надежности человека».***

Концепция содержит краткое описание системы обеспечения профессиональной надежности персонала АЭС (далее – Система), устанавливает требования к организации ее функционирования и регламентирует деятельность ее участников.

Концепция призвана стать основой для разработки правовых, экономических, нормативных, методических и организационных документов, указанной Системы.

Важнейшим системообразующим элементом Системы является организация работ по управлению успешностью деятельности персонала, в соответствии с концепцией культуры безопасности и согласно кадровой политике Концерна (Компании).

**Основной целью** создания и функционирования системы обеспечения профессиональной надежности персонала АЭС является формирование «Надежного работника» на каждом рабочем месте, в каждой должности.

**Генеральной задачей** - разработка и создание условий для обеспечения высокой успешности профессиональной деятельности, то есть обеспечения условий, дающих каждому работнику возможности использования в полной мере его способностей.

Базовые компоненты системы обеспечения профессиональной надежности персонала в эксплуатации атомной станции и их взаимные связи представлены на рис. 10.3



Рис. 10.3. Базовые компоненты системы обеспечения профессиональной надежности персонала

Основные принципы обеспечения профессиональной надежности персонала АЭС, должны быть следующими:

- *принцип приверженности политике приоритета безопасности* в эксплуатации, в соответствии с концепцией культуры безопасности;
- *принцип признания (и обеспечения) приоритета жизни и здоровья людей* по отношению к результатам производственной деятельности;
- *принцип приверженности культуре безопасности*. Должен быть обеспечен уровень квалификационной и психологической подготовленности всех лиц из персонала, при котором обеспечение безопасности является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящих к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность;
- *принцип комплексности*. Обеспечение профессиональной надежности персонала объединяется концепцией культуры безопасности в функционирующие системы медицинского, психофизиологического, эргономического, социально-психологического обеспечения и профессионального обучения; комплексной функциональной и психологической реабилитации персонала;
- *принцип индивидуального подхода*. Система должна быть направлена на обеспечение надежности каждого работника, развивать культуру безопасности на уровне каждого индивида, учитывать индивидуальные особенности обучаемых;
- *принцип непрерывности*. Система должна поддерживать непрерывный контроль динамики профессиональной надежности персонала через

- систему мониторингов всех компонент профессиональной надежности;
- *принцип информационной адекватности.* Система должна базироваться на современных информационных технологиях, включая базы данных и системы поддержки принятия решения по всем компонентам Системы. Информационная система должна обеспечить мониторинг профессиональной надежности и рисков ее снижения;
  - *принцип оценки.* Оценка профессиональной надежности персонала и ее компонентов должна проводиться по специально разработанным общим количественным и качественным критериям;
  - *принцип коммуникативности.* Взаимодействие специалистов всех уровней, направленное на достижение единой цели: безопасности, качества и эффективности работы предприятия.

Центр управления персоналом есть комплексная система функционально связанных организационно-управленческих, технологических мероприятий, нормативных документов, подразделений организации по воздействию на персонал предприятия для повышения надежности и эффективности профессиональной деятельности в достижении целей организации.

## **10.2. Психология безопасности как поведенческая линия человека.**

Психология безопасности как поведенческая линия человека в вопросах безопасности имеет большое значение, особенно это важно во время планирования аварийных действий операторов. В инструкциях по ликвидации аварий мы планируем действия каждого оператора, который находится во время возникновения аварии на рабочем месте, но реальные действия могут существенно отличаться от запланированных. Человек - оператор является живым существом со своим мозгом и психологическими особенностями, поэтому реальное поведение может существенно отличаться от ожидаемого (запланированного). Полезным будет, для планирующих действия по ликвидации аварийных ситуаций и аварий, ознакомление с некоторыми общепризнанными исследованиями в сфере психологии безопасности.

### ***10.2.1. Психологические особенности поведения человека в условиях опасности.***

Приведем некоторые мысли профессионального психолога Брюса Шнайера [57] по формированию (выбору) поведенческой линии человека в условиях опасности, поскольку это напрямую относится к теме.

Безопасность – это и ощущение, и реальность. И это не одно и то же. Реальность безопасности лежит в области математики, она основана на вероятности различных рисков и эффективности различных контрмер. Но безопасность также является ощущением, которое основывается не на вероятностях или математических вычислениях, а на ваших психологических реакциях на риски и контрмеры. Вы можете быть в безопасности, даже когда вы этого не чувствуете, и вы можете чувствовать себя в безопасности, когда в

действительности это не так. Ощущение и реальность безопасности, несомненно, соотносятся друг с другом, но они определенно не являются одним и тем же. Так что лучше использовать два разных слова для описания этих явлений.

Существует также прямое исследование психологии риска. Психологи изучают восприятие риска, пытаясь выяснить, когда мы преувеличиваем опасность рисков и когда придаем ей меньшее, чем следовало бы, значение. Безопасность – это компромисс. Данный принцип необходимо прочно усвоить для понимания психологии безопасности. Абсолютной безопасности не существует, и определенная степень безопасности всегда подразумевает некие компромиссы. Безопасность стоит денег, но помимо этого за нее приходится расплачиваться временем, удобствами, возможностями, свободой и так далее. Бессмысленно рассматривать безопасность только лишь с точки зрения эффективности. «Насколько это эффективно против угрозы?» – некорректно сформулированный вопрос. Правильнее было бы спросить: «Это приемлемый компромисс?». Бронежилеты очень эффективны и отлично защищают от пуль. Но для большинства из нас, живущих в относительно безопасных индустриализованных странах с развитой законодательной системой, ношение бронежилета не является приемлемым компромиссом. Дополнительная безопасность этого не стоит: не стоит затрат, дискомфорта и нелепого внешнего вида. Но стоит переместиться в другую часть света, и это может показаться приемлемым компромиссом.

Мы идем на компромиссы ради безопасности, большие или малые, каждый день. Мы идем на них, когда решаем запереть дверь утром, когда выбираем маршрут поездки и когда решаем, стоит ли заплатить за что-то чеком, кредитной карточкой или наличными. Компромиссы - часто не единственный фактор принятия решений, но они являются способствующим фактором. Большую часть времени мы даже не осознаем этого. Мы идем на компромиссы в области безопасности **интуитивно**. И, тем не менее, создается впечатление, что мы практически не способны на правильные решения в этой области. Мы всегда все неверно понимаем. Мы преувеличиваем одни риски, тогда как приуменьшаем значение других. Мы увеличиваем одни расходы, в то время как минимизируем другие. Даже простые компромиссы мы снова и снова оцениваем неправильно. Если бы пришелец с другой планеты, руководствующийся только логикой, стал изучать человеческое поведение в контексте безопасности, мы бы ему показались крайне неразумными. Существует несколько определенных аспектов, которые могут быть оценены неверно при принятии компромиссных решений в области безопасности. Например:

- Степень серьезности риска.
- Вероятность риска.
- Объем затрат.
- Эффективность контрмер, снижающих вероятность риска.
- Возможность адекватного сопоставления рисков и затрат.

Чем больше ваше ощущение этих пяти аспектов расходится с реальностью, тем меньше ваш воображаемый компромисс будет соответствовать действительности. Если вы считаете, что риск гораздо серьезнее, чем он есть на самом деле, то на уменьшение риска вы затратите больше, чем нужно. Если вы по какой-либо причине думаете, что риск существует, но он касается только других людей, ваши затраты будут недостаточными. Если вы переоцените стоимость контрмер, то вероятность применить их в нужное время невелика, а если вы переоцените эффективность контрмер, вы, скорее всего, примените их тогда, когда в этом нет необходимости. Если вы неточно определите суть компромисса, вы не сможете правильно сбалансировать затраты и эффективность контрмер.

Многое из этого можно отнести на счет простой неосведомленности. Если вы думаете, что уровень убийств в вашем городе составляет десятую часть от действительного, то вероятно вы примите неадекватное решение по безопасности. Однако наибольший интерес представляет расхождение между восприятием и реальностью, которое *не* может быть объяснено так просто. Почему даже если кто-то знает, что в автомобильных катастрофах ежегодно погибает 40 000 человек только в США, а в самолетах погибают лишь сотни по всему миру, то этот человек больше боится самолетов, а не автомобилей? Почему, когда от отравления пищей ежегодно погибает 5000 человек, а трагедия 11 сентября унесла жизни 2 973 человек, при том, что это событие не повторялось, мы тратим (США) десятки миллиардов долларов в год (даже не считая операций в Ираке и Афганистане) на защиту от терроризма, в то время как бюджет организации по контролю за продуктами питания и лекарствами всего 1,9 миллиарда долларов?

Эти нелогичные компромиссы могут быть объяснены с помощью психологии. Нечто в том, как работает наш мозг, заставляет нас больше бояться полетов, чем поездок на машине и заставляет тратить деньги, время и другие средства на предотвращение угрозы терроризма, а не на предотвращение отравлений пищей. Более того, эти кажущиеся нелогичными решения имеют под собой эволюционную основу: они сослужили хорошую службу нашему виду в прошлом. Осмысление этих нелогичных компромиссов, а также того, почему они существуют и почему они подводят нас сейчас, существенно для понимания того, как мы принимаем решения в области безопасности. Это необходимо, чтобы понять, почему, являясь весьма успешным видом на планете, мы идем на такие невыгодные компромиссы в области безопасности.

### ***10.2.2. Общепринятые взгляды на риск***

В большинстве случаев, когда восприятие безопасности не совпадает с реальностью безопасности, это происходит потому, что восприятие риска не совпадает с реальностью риска. Мы беспокоимся не о тех вещах, уделяя внимание незначительным угрозам и не придавая должного значения более опасным. Мы неверно оцениваем масштабы различных опасностей. Многие

из этих случаев могут быть отнесены на счет нехватки информации или плохих подсчетов, но существует ряд основных ошибок, которые мы допускаем снова и снова.

- В своей книге «За пределами страха»(*Beyond Fear*) Брюс Шнайер отметил следующие пять типичных ошибок в восприятии риска:
- Люди преувеличивают производящие сильное впечатление риски и приуменьшают значение обычных.
- У людей возникают проблемы в оценке рисков во всем, что выходит за рамки обычного положения вещей.
- Персонализированные риски считаются более опасными, чем анонимные.
- Люди недооценивают риски, на которые идут самостоятельно, и переоценивают те, которые не могут контролировать.
- И, наконец, люди переоценивают риски, которые у всех на слуху и являются объектом общественного внимания.

У Дэвида Ропейка и Джорджа Грея есть более длинный список в книге «Риск: Руководство для принятия решений о том, что действительно безопасно и что представляет угрозу в окружающем мире» (*Risk: A Practical Guide for Deciding What's Really Safe and What's Really Dangerous in the World Around You*):

- Большинство людей более обеспокоены рисками, которые являются для них новыми, чем теми, с которыми они уже свыклись за некоторое время. Летом 1999 года жители Нью-Йорка больше всего опасались энцефалита, переносимого москитами – ранее эта инфекция на территории США никогда не наблюдалась. К лету 2001 года, хотя были зарегистрировано больше случаев проявления инфекции, и несколько людей заболели, страх уменьшился. Риск все еще существовал, но жители Нью-Йорка уже свыклись с ним. Их знакомство с этим риском помогло им взглянуть на него по-другому.
- Большинство людей меньше опасаются естественных рисков, чем рисков, провоцируемых человеком. Многие люди больше боятся радиации от захоронения ядерных отходов или от сотовых телефонов, чем солнечной радиации, которая представляет собой большую опасность.
- Большинство людей меньше опасаются рисков, которые они выбирают самостоятельно, чем тех, которые им навязываются. Курильщики меньше боятся вреда от курения, чем асбеста или другого загрязнения воздуха на их рабочем месте, поскольку у них в этом случае практически нет выбора.
- Большинство людей меньше опасаются рисков, если с этими рисками сопряжены еще и некоторые выгоды. Люди рискуют погибнуть или покалечиться при землетрясении, когда живут в Сан-Франциско или в

Лос-Анджелесе, потому что им нравится там жить или потому что они могут найти там работу.

- Большинство людей больше опасаются рисков, в результате которых они могут умереть особенно ужасной смертью (например, быть съеденными акулой), чем тех, в результате которых они могут умереть менее драматично (например, болезни сердца – убийца номер один в Америке).
- Большинство людей меньше опасаются рисков, над которыми они чувствуют некоторый контроль (например, вождение), и больше опасаются рисков, которые они не контролируют (например, полет на самолете или сидение в салоне в качестве пассажира, когда ведет кто-то другой).
- Большинство людей меньше опасаются рисков, исходящих от людей, мест, корпораций, правительств, которым они доверяют, и больше боятся рисков, которые связаны с источниками, которым они не доверяют. Представьте, что вам предложили два стакана прозрачной жидкости. Вам нужно выпить один из них. Первый вам предлагает известный телеведущий. Второй – химическая компания. Большинство людей выпьет то, что предлагает ведущий, хотя у них нет никаких данных относительно того, что же именно в этих стаканах.
- Мы больше боимся опасностей, о которых мы больше знаем, и меньше боимся тех рисков, о которых мы менее осведомлены. Осенью 2001 года осведомленность о терроризме была настолько полной, что страх был просто диким, тогда как страх уличных преступлений, глобального изменения климата и других угроз был низким. Не потому, что эти угрозы исчезли, а потому что уровень осведомленности о них упал.
- Мы гораздо больше боимся рисков с высоким уровнем неопределенности, и гораздо меньше боимся, если уровень неопределенности низкий, что объясняет, почему мы с беспокойством встречаем все новые технологии.
- Взрослые больше боятся за своих детей, чем за себя. Большинство людей боится асбеста в школах своих детей больше, чем асбеста в своем рабочем помещении.
- Как правило, мы больше боимся опасности, которая затрагивает нас лично, чем опасности, которая угрожает другим. Граждане США меньше боялись терроризма до 11 сентября 2001 года, потому что американцы, которые подвергались террористическим атакам, практически все находились за территорией США. Но внезапно, 11 сентября, риск терроризма стал личным. Когда такое случается, растет страх, даже если статистическая вероятность риска крайне мала.

Другие авторы приводят эти и похожие аспекты – они указаны в таблице 10.2. При просмотре таблицы возникает впечатление, что многие представления о рисках вполне обоснованы. На это есть две причины. Во-

первых, восприятие рисков глубоко укоренилось у нас в мозгу – это результат миллионов лет эволюции. И, во-вторых, наше восприятие рисков, в общем, достаточно точное – оно позволило нам выживать и производить потомство на протяжении этих миллионов лет.

Таблица 10.2. Общепринятые взгляды на восприятие риска людьми

<b>Люди преувеличивают риски, которые:</b>	<b>Люди преуменьшают значение рисков, которые:</b>
Производят глубокое впечатление	Не привлекают внимание
Случаются редко	Являются обычными
Персонализированы	Анонимны
Неподконтрольны или навязаны извне	Контролируются в большей степени или принимаются добровольно
Обсуждаются	Не обсуждаются
Преднамеренные или спровоцированные человеком	Естественные
Угрожают непосредственно	Угрожают в будущем, или границы которых размыты
Внезапны	Развиваются медленно, со временем
Угрожают человеку лично	Угрожают другим
Новые и незнакомые	Знакомые
Неопределенные	Понятные
Угрожающие их детям	Угрожающие им самим
Оскорбительные с моральной точки зрения	Желательные с моральной точки зрения
Полностью лишённые выгод	Связанные с дополнительными выгодами
Выходят за рамки обычной ситуации	Характерны для обычной ситуации

Причина неверного восприятия современных рисков кроется в том, что скорость возникновения новых ситуаций опережает скорость процесса эволюции – это ситуации, которые существуют в мире 2007 года, но которых не было за 100 000 лет до нашей эры. Как белка, чьи навыки ухода от хищников не спасают ее от того, чтобы быть сбитой машиной, или североамериканский голубь, которого эволюция подготовила к тому, чтобы выжить при встрече с ястребом, но не с ружьем охотника, так и наши природные способности защиты от угроз могут подвести нас при столкновении с такими явлениями как современное человеческое общество, технологии и средства массовой информации. И хуже того, эти способности могут намеренно блокироваться другими людьми – политиками, маркетологами и так далее – то есть теми, кто эксплуатирует свои наших естественных способностей в своих целях.

Дэниел Канеман, который получил Нобелевскую премию по экономике за исследования в этой области, говорит о том, что у людей есть две познавательные системы – интуитивная и разумная: «Операции первой системы обычно быстрые, автоматические, не требующие



усилий, ассоциативные, имплицитные (не подверженные интроспекции) и зачастую эмоционально окрашенные. Кроме того, они управляются привычками, поэтому их сложно контролировать или изменить. Операции второй системы более медленные и последовательные, они требуют усилий, более подвержены сознательному наблюдению и намеренному контролю. Они также характеризуются относительной гибкостью и потенциально могут подчиняться правилам».

### **10.2.3. Психология бессознательного**

Этот раздел психологии зародился в начале прошлого века. Его основоположниками были практикующие врачи психиатры. Наблюдая и помогая людям с нарушениями психики (психическими расстройствами, неврозами), они изучили психологию бессознательного (неосознанного) поведения. Эти знания послужили в дальнейшем основой для прогнозирования возможного поведения человека (оператора) в сложных психологических ситуациях, под влиянием сильного стресса в том числе. Фактором стресса чаще всего, с точки зрения психолога, выступает страх, боязнь чего-то. Когда человек не может контролировать свое поведение, например, при сильном волнении, переживании мотивом его поведения выступают чаще всего глубинные убеждения или устойчивые форматы поведения, так называемые, **динамические стереотипы**. Одним из первых психологов, изучавших явления «неосознанного» был австрийский врач Зигмунд Фрейд. Идея о том, что на наше повседневное поведение влияют неосознаваемые мотивы, была блестяще продемонстрирована Фрейдом в книге «Психопатология обыденной жизни» (1901 г.). Различные ошибочные действия, забывание имен, оговорки, описки обычно принято считать случайными, объяснять их слабостью памяти. По Фрейду же в них прорываются скрытые мотивы. Если, например, открывая заседание, председатель объявляет его закрытым, то это не простая оговорка, а выражение его нежелания обсуждать на этом заседании неприятный для него вопрос. Подмена слов по Фрейду происходит по причине более сильных психических ассоциаций, других мыслей, которые занимают сознание, субъект выражает потаенную мысль. Подобные примеры можно найти во многих работах Фрейда, согласно которым ничего случайного в психических реакциях человека нет. Все причинно обусловлено. Причины следует искать в исходящих из глубин его психики напряженных импульсах, влечениях, позывах, которые получают выражение в явлениях, имеющих при видимой бессмысленности личностный смысл симптома или символа.

*Динамический стереотип (от греч. Dynamikos – сильный, подвижный, stereos – твердый, typos – отпечаток)* – интегральная система привычных условно-рефлекторных ответов, соответствующая сигнальной, порядковой и временной характеристике стимула (стимульного ряда). Динамические стереотипы формируются в процессах жизнедеятельности человека и, в том числе, специального обучения. Понятие введено русским физиологом И. П.

Павловым (1932). Нервные процессы, лежащие в основе формирования динамического стереотипа, объединяются вследствие того, что текущий рефлекторный ответ (функциональное состояние) становится сигналом для следующего ответа и подкрепляется им. При упроченном стереотипе эта последовательность нервных процессов закрепляется, все ответы могут быть воспроизведены – с сохранением знака, интенсивности и последовательности - даже при предъявлении лишь одного из стимулов.

Организм приспосабливается к стереотипно повторяющимся внешним воздействиям выработкой системы реакций. Динамический стереотип – физиологическая основа многих явлений психической деятельности человека, например, навыков, привычек, приобретенных потребностей и др. Комплекс динамических стереотипов представляет собой физиологическую основу устойчивых особенностей поведения личности.

Динамический стереотип является выражением особого принципа работы мозга – системности. Этот принцип состоит в том, что на сложные комплексные воздействия среды мозг реагирует не как на ряд отдельных изолированных раздражителей, а как на целостную систему. Всякое внешнее воздействие воспринимается с учетом окружающих обстоятельств, внутреннего состояния человека и сформированных динамических стереотипов. Реакция зависит от всех составляющих. В привычных обстоятельствах, уравновешенном (спокойном) состоянии ожидаемая (возможная) информация отражается вполне адекватными действиями. Привычные (знакомые) обстоятельства и привычные внешние воздействия формируют внешние стереотипы. Внешний стереотип – закреплённая последовательность воздействий отражается во внутреннем нервно-динамическом стереотипе. Внешними стереотипами являются все целостные предметы и явления (они всегда представляют определённую совокупность признаков): привычная обстановка, последовательность событий, уклада жизни и т.д.

Изменение привычного – формирование нового динамического стереотипа всегда является тяжелым нервным напряжением (субъективно это выражается в нервозности, раздражительности, тоске, унынии и т.п.). Как ни сложна ломка старого стереотипа, новые условия формируют новый стереотип (поэтому он и назван динамическим). В результате многократного повторения он все более и более закрепляется и в свою очередь становится все более трудноизменяемым. Динамические стереотипы особенно устойчивы у пожилых людей и у лиц со слабым типом нервной деятельности, с пониженной подвижностью нервных процессов. Это частично объясняет трудности переучивания с возрастом, различные способности к обучению и, как следствие, необходимость психофизиологического отбора, необходимость предсменного контроля операторов опасных профессий. Привычная система действий, вызывая облегчение умственного труда, субъективно ощущается в виде положительных эмоций, что в свою очередь

сказывается на позитивном психологическом климате в коллективе и, в итоге, на безопасности опасного объекта – атомного энергоблока.

### **10.3. Психологические причины техногенных аварий**

При анализе техногенных аварий можно выделить ряд основных причин психологического характера опасного, с точки зрения эксплуатации сложных систем, поведения людей:

- **Ухудшение физических качеств людей.**

Эволюция человека за последние 20-30 тысяч лет происходила, в основном, в сфере психики и интеллекта, благодаря которым создавались и совершенствовались орудия труда. Физические качества человека, в основном, ухудшились: понизилась острота зрения и слуха, снизилась мускульная сила и выносливость, снизилась скорость психомоторных реакций. Таким образом, создаваемые для удовлетворения потребностей человека орудия, механизмы, технические средства и системы стали причиной существенного отставания его физических и психических возможностей от возросшего уровня внешней опасности.

- **Рост цены ошибки или нарушения.**

Более жесткие и опасные условия труда и жизни людей с развитием техногенного общества привели к объективному росту цены ошибки человека (нарушения норм безопасности на современном этапе развития). Когда первобытный человек допускал ошибку в сельскохозяйственном, ремесленном труде или еще раньше - охоте, он мог упасть с дерева, уронить на ногу камень и т.д. Ошибки современного человека обходятся ему гораздо дороже: гибель от электрического тока, падение на асфальт с высоты многоэтажных домов, гибель в автомобильных и авиакатастрофах, массовая гибель людей при авариях сложных технических систем или производств.

- **Адаптация человека к опасности.**

Техника окружает современного человека дома, в пути, на работе и стала средством удовлетворения многих потребностей, источником удовольствия, фактором престижа. Человек постоянно взаимодействует с техникой, адаптируясь к ее потенциальной опасности. При этом основная масса людей практически лишена информации о том, как часто происходят несчастные случаи при взаимодействии с тем или иным видом техники или технологии, и перестает бояться опасности. Очень часто из-за мелких, сиюминутных выгод (например, закончить работу на полчаса раньше и успеть на футбол) люди преднамеренно идут на нарушение правил безопасности. Поскольку далеко не каждое нарушение правил безопасности ведет к травме, постепенно происходит адаптация к нарушению правил и опасности.

- **Иллюзия безнаказанности.**

С ростом надежности технологических процессов и оборудования и повышением общего уровня безопасности производства нарушители норм безопасности начинают верить в свою неуязвимость, поскольку они уже неоднократно нарушали правила безопасности, и все обходилось. Таким

образом, вырабатывается кредо поведения «проносило и пронесет», порождающее иллюзию того, что нарушение правил безопасности возможно и безопасно.

- **Конфликт безопасности и производительности труда.**

Соблюдение некоторых требований норм и правил безопасности не дает непосредственной отдачи и прироста производительности труда, а наоборот, осложняет технологические процессы (эксплуатация, ремонт, техобслуживание, модернизация и т.п.). Эти осложнения зачастую (почти всегда!) приводят к меньшей выработке, снижению производительности труда. Следовательно, нарушая требования инструкций, появляется возможность выполнить процедуру быстрее, т.е. получить материальную выгоду или выигрыш времени. В этом конфликте проявляется экономический рычаг, влияющий на мотивацию поведения работающих.

Подытоживая можно сделать вывод о том, что с совершенствованием техники, повышением ее надежности и безопасности риски, связанные с человеческим фактором становятся все более заметными.

Главным в психологии безопасности является выявление общих закономерностей деятельности человека в условиях опасности для того, чтобы сделать эту деятельность более безопасной. *По данным многих исследователей человеческая ошибка, скорее всего (от 60 до 80%) возникает по организационным причинам, чем по индивидуальным причинам.*

#### **10.4. Анализ психологических причин сознательных нарушений правил безопасной работы**

В ситуациях, одинаковых для всех работающих, важнейшее значение для поведения каждого отдельного человека имеют его индивидуальные характеристики: тип нервной системы, характер и темперамент, особенности мозговой деятельности и мышления, воспитание и образование, состояние здоровья, опыт и навыки.

Все эти характеристики в своем экстремальном проявлении формируют ряд основных психологических причин сознательного нарушения правил безопасной работы:

- экономия сил;
- экономия времени;
- привычка к опасности или ее недооценка. Человек перестает замечать те проявления окружающей среды и компонентов трудового процесса, которые ранее замечал и учитывал. Привыкая к опасности и утрачивая бдительность, человек становится неосторожным, и не готов к принятию мер предосторожности;
- тенденция к копированию норм группового поведения. Поведение такого рода характерно для тех производственных коллективов, где нарушение норм и правил безопасного поведения стало привычным для всех членов коллектива. Человек, желающий следовать правилам безопасности, становится в положение «белой вороны»;

- привычка работать с нарушениями;
- переоценка собственного опыта и мастерства. Человек позволяет себе нарушение инструкций, считая свои знания процесса и опыт настолько большими, что в случае возникновения опасной ситуации надеется своевременно среагировать и, применив внештатные действия, «выскочить» из опасной ситуации;
- желание самоутверждения. Человек идет на нарушение правил безопасности в результате врожденной неуверенности в собственных силах и способностях, либо под воздействием упреков в нерешительности со стороны других лиц. Проявляется рискованное поведение, не вызванное производственной или ситуативной обстановкой, но диктуемое ложно понимаемым чувством собственной значимости;
- стрессовые состояния;
- склонность к риску. Это личностная характеристика, определяемая индивидуальными психическими характеристиками, проявляющаяся в получении удовольствия от опасных действий.

Таким образом, психологические причины нарушения правил безопасности направлены на поиск ближайших допустимых и наиболее легких путей удовлетворения некоторых потребностей, которые не совпадают с целями, задачами и потребностями производства. При этом фактор случайности чаще всего играет лишь роль «спускового крючка» - это непосредственная причина, поскольку опасная ситуация – коренная причина создается самим работающим.

## **10.5. Психологический климат**

Психологический климат в коллективе и взаимоотношения его членов во многом предопределяют общий уровень безопасности. Не последнюю роль при этом играют и факторы коллективного поведения:

- психологическая совместимость членов бригады (группы);
- наличие формального и неформального лидера;
- имеющиеся конфликты и способы их разрешения;
- стиль руководства;
- индивидуальный вклад каждого работника в общий (системный) уровень безопасности;
- проблема адаптации новичков.

Во многом психологический климат в коллективе зависит от индивидуальности руководителя, который должен быть достаточно компетентен, контактен, справедлив, эмоционально устойчив. Следует учитывать, что поведение отдельных, сильных личностей оказывает мощное воздействие на коллективное мнение и позиции. Поведение неформального лидера вообще и, в частности, его отношение к вопросам безопасности оказывают весьма значительное влияние на членов трудового коллектива и на их поведение на производстве.

Одной из причин «отказа» в работе человека является психическая

перегрузка, возникающая вследствие конфликтных ситуаций в производственном коллективе. Нарушение нормальных отношений по вертикали («руководитель-подчиненный») или по горизонтали («рабочий-рабочий») приводит к стрессам, психическому перенапряжению и срывам. Поэтому простые человеческие, доверительные отношения, как по горизонтали, так и по вертикали в коллективе являются залогом психологической стабильности, и, следовательно, безопасного поведения.

Управляющие производством должны непрерывно проявлять интерес к вопросам безопасности деятельности. Для успешного создания такого психологического настроя рабочие постоянно ощущать проявление интереса и заботы руководящего звена в области безопасности трудовой деятельности.

Для создания необходимого психологического климата требуются не отдельные мероприятия, проводимые изредка, а продуманная общая политика руководства, опирающаяся на концепцию «производство в условиях безопасности». На каждом производстве должно быть создано общественное мнение о том, что каждый (рабочий, мастер, начальник цеха, директор) несет ответственность за безопасность. Рекомендуется, с целью исправления (улучшения) психологического климата проводить социально-психологические исследования, в соответствии с ранее приведенными (гл.4) методами в том числе:

- Изучение психологического климата в коллективе
- Психологической совместимости персонала
- Изучение мнения коллектива
- Исследование и разрешение конфликтных ситуаций

Собственно, приходим к выводу о необходимости психологической службы поддержки эксплуатации АЭС. Отметим, что такая служба была создана в экстремальной ситуации летом 1986 года при ликвидации аварии на ЧАЭС, позже на каждой атомной станции были созданы специальные подразделения лабораторий психофизиологического отбора (сопровождения) - ЛПФО.

Способы передачи инженерно-психологического знания и сфера их обязательного использования следующие: аналитические справки, эксплуатационная документация, аналитические отчеты по результатам мониторинга, аналитические отчеты по результатам научных исследований, консультации, методики, обучающие мероприятия, реабилитационные мероприятия, психокоррекционные мероприятия.

В области научно-методического сопровождения деятельности психологической службы работы ЛПФО АЭС координируются ОНИЦ «Прогноз». Предложения по организации работ в этой области формулируются их руководством [72] в следующих тезисах:

- разработка организационных стандартов в области деятельности ЛПФО АЭС;
- разработка методик, методических рекомендаций и указаний для проведения психокоррекционной работы;
- разработка методик и методических рекомендаций по проведению

- психологических и психофизиологических обследований;
- разработка методик для проведения психологической реабилитации и психологической поддержки персонала;
  - разработка методик и методических указаний по профилактике и урегулированию конфликтов на производстве;
  - разработка методических документов по психолого-педагогической работе;
  - разработка методического инструментария для проведения социологических и социально-психологических исследований трудовых коллективов АС;
  - разработка методик и методических указаний по проведению эргономической экспертизы рабочих мест и эксплуатационной документации;
  - разработка методик и методических рекомендаций по проведению профессиографического анализа должностей штатной структуры АС;
  - разработка методик и методических указаний по составлению профилей профессиональных компетенций для должностей штатной структуры АС;
  - разработка и сопровождение программно-технических средств и БД обеспечения психофизиологических обследований персонала АС, социально-психологических исследований, психолого-педагогической работы, эргономической экспертизы рабочих мест и эксплуатационной документации,
  - профессиографического анализа, оценки профессиональной деятельности;
  - индивидуальное психологическое консультирование специалистов ЛПФО;
  - супервизия специалистов ЛПФО;
  - участие в периодической аттестации ЛПФО и специалистов ЛПФО;
  - оказание научно-информационной поддержки специалистам ЛПФО по направлениям деятельности ЛПФО.

Как видим, несмотря на значительный прогресс в исследованиях психологии безопасности, не все практические задачи решены в настоящее время. Одной из наиболее важных из них является задача оценки уровня культуры безопасности и возможные способы ее измерения.

### **Выводы.**

Человек больше боится тех вещей, об опасности которых он мало знает. И больше боится тогда, когда думает о последствиях. Но мотив поступков влияет на чувство безопасности очень сильно, существуют мотивы действий человека, которые побеждают чувство страха – более сильные чувства. Источником такой мотивации может быть природная интуиция или убеждения, сформированные в процессе воспитания. Убеждение оператора в своей исключительной ответственности, полное понимание происходящих процессов, знание своих возможностей, уверенность в своих способностях в укрощении опасности, уверенность в товарищах, которые стоят рядом на своих рабочих местах, как свидетельствует опыт ликвидации аварий, придает человеку способность побеждать страх опасности.

### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Расскажите о психологии безопасности как о научном направлении.
2. Расскажите о психологии безопасности как о поведенческой линии человека.
3. Объясните общепринятые взгляды на риск.
4. Приведите основные определения из сферы обучения персоналу.
5. Назовите психологические причины техногенных аварий .
6. Сформулируйте понятие психологического климата.
7. Перечислите основные психологические причины сознательных нарушений правил безопасной работы.
8. Охарактеризуйте психологические особенности поведения человека в условиях опасности.
9. Перечислите факторы коллективного поведения, которые определяют психологический климат.



## ГЛАВА 11. ОЦЕНКА КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ И ВОЗМОЖНЫЕ СПОСОБЫ ИЗМЕРЕНИЯ

В настоящее время оценки культуры безопасности проводятся экспертами на основе контроля динамики основных показателей текущего уровня безопасности АЭС и анкетирования персонала. Измерения, в принципе, возможны на основе теории поля культуры безопасности или сложных математических методов.

### 11.1. Индикаторы культуры безопасности

Основными показателями текущего уровня безопасности энергоблока АЭС являются:

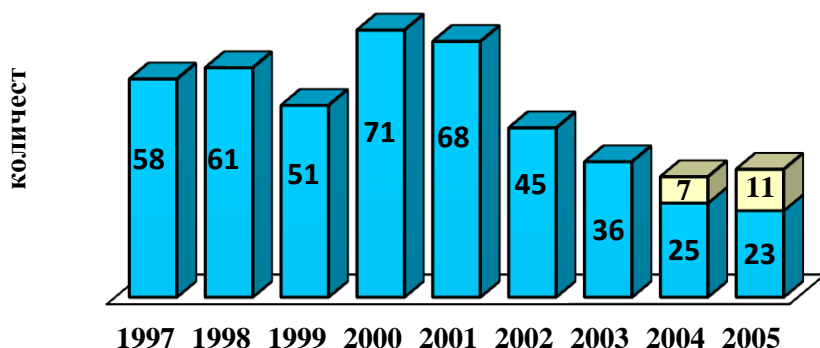
- показатель эффективности использования установленной мощности;
- коэффициент готовности к несению номинальной нагрузки;
- показатель незапланированных автоматических срабатываний АЗ;
- показатель частоты нарушений в работе энергоблоков;
- готовность систем безопасности;
- коллективная доза облучения персонала;
- количество радиоактивных выбросов и сбросов в окружающую среду.

Изменения некоторых показателей безопасности на протяжении последних лет проиллюстрированы в предыдущих разделах. На рис.11.1 показана динамика нарушений в работе АЭС Украины.

Напомним, что нарушением в работе АЭС называют отклонение (нарушение) в работе АЭС, при котором произошло отклонение от установленных эксплуатационных пределов и условий эксплуатации. Нарушения это еще не аварии. Для однозначного понимания размеров аварий и их радиационных последствий МАГАТЭ разработана Международная шкала ядерных событий (ИНЕС) [58]. Шкала ИНЕС разработана и введена в 1990 г. с целью облегчить передачу сообщений о событиях на АЭС специалистам атомной промышленности, средствам массовой информации и общественности. Шкала применима к событиям на всех ядерных установках. В рамках шкалы события классифицируются по семи уровням. Основные критерии классификации:

- \* воздействие за пределами площадки;
- \* воздействие на площадке;
- \* ухудшение глубоководной защиты.

К нарушениям относят: событие вне шкалы - не имеет отношения к безопасности по классификации МАГАТЭ; события ниже шкалы, не существенные для безопасности – нулевой уровень; события 1 уровня – аномалии; и события 2 и 3 уровней – инциденты. События *аварий* классифицируются уровнями 4-7, т.е. всего, вместе с событиями вне шкалы имеем информацию относительно нарушений 9 уровней, которые сохраняются в базах данных.



■ На блоках в промышленной эксплуатации

■ На блоках в опытно-промыш. эксплуатации (X2/P4)

Рис.11.1 Динамика нарушений в работе АЭС Украины.

Снижение числа нарушений в работе АЭС достигнуто благодаря внедрению комплекса мер (в том числе - выполнению программы модернизации и повышения безопасности, внедрению мероприятий, запланированных в актах расследования нарушений, улучшению качества ремонта и техобслуживания, повышению качества обучения персонала и внедрению системы обратной связи по опыту эксплуатации).

Коэффициент готовности энергоблока к несению нагрузки (медианное значение) на АЭС мира по данным ВАО АЭС приведен на рис.11.2, изменения этого интегрального коэффициента для АЭС Украины представлено на рис.11.3. Минимальное среднее значение КИУМ по АЭС Украины за период с 1997-2003 г. наблюдалось в 1999 г. и составило 66,4%. До 2003 г. среднее значение КИУМ постоянно увеличиваясь достигло 78,5%. За 2004 год среднее значение КИУМ по АЭС Украины равно 81,4%.

Эти показатели входят в ежегодные отчеты АЭС о безопасности, приводятся как комплексные показатели безопасности блока АЭС на различных совещаниях, семинарах и конференциях по безопасности и эффективности работы АЭС.

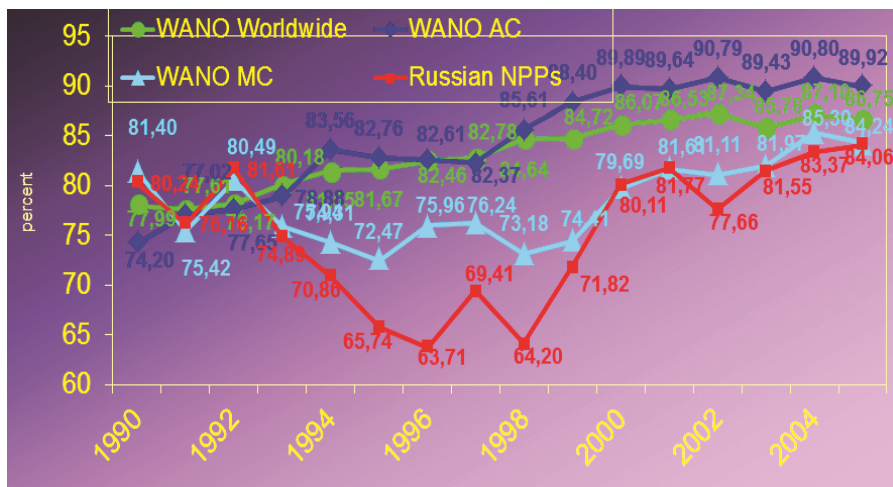


Рис.11.2. Изменение коэффициента готовности на АЭС мира

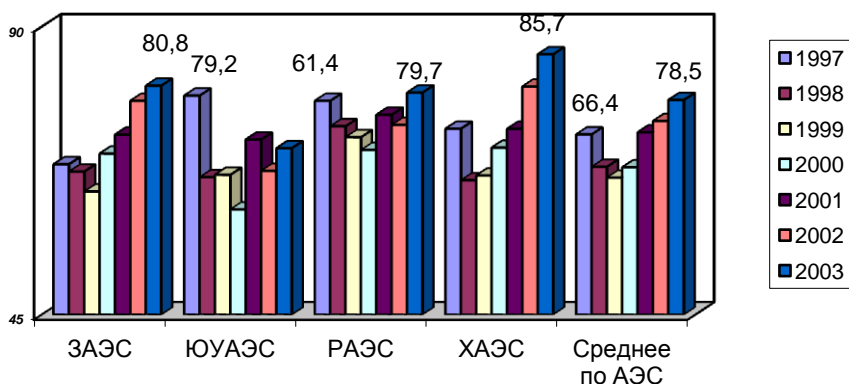


Рис.11.3. Изменение коэффициента готовности на АЭС Украины

Рассматривая ряд приведенных показателей безопасности с позиций математики, можно сделать следующие выводы:

- Все показатели являются взаимозависимыми и имеют высокие корреляции. Например, чем больше (хуже) показатель частоты нарушений в работе энергоблоков, тем хуже будут и остальные показатели, т.е. от этого показателя зависят все остальные показатели, можно определить взаимные коэффициенты регрессии (такая работа не проводилась).
- Все показатели, показатель частоты нарушений в работе энергоблоков в том числе, зависят от технического состояния систем и элементов

энергоблока и подготовки персонала, которые можно определить соответственно количеством отказов и количеством ошибок.

- Все показатели являются комплексными, в принципе специалист по любому из них может предсказать диапазон изменения остальных с высокой степенью достоверности, следовательно, приведенные параметры суть параметры высокого ранга, а значит, существуют и параметры (или индикаторы) более низкого ранга, через которые можно оценить все остальные.
- Поскольку «культура безопасности» оценивается всеми приведенными показателями, она стоит над ними, является еще более общим показателем безопасности, и в тоже время может быть и основой, началом всего, поскольку от ее состояния зависят все показатели безопасности.

Фактически мы пришли к выводу о «кольцевой» структуре понятия «культура безопасности». Примечательна в этом смысле иллюстрация в стандарте МОТ по взаимодействию основных элементов системы управления охраной труда, рис. 11.4. Все показатели зависимы, они составляют некий единый элемент, целое, как бы находятся на одной оси.

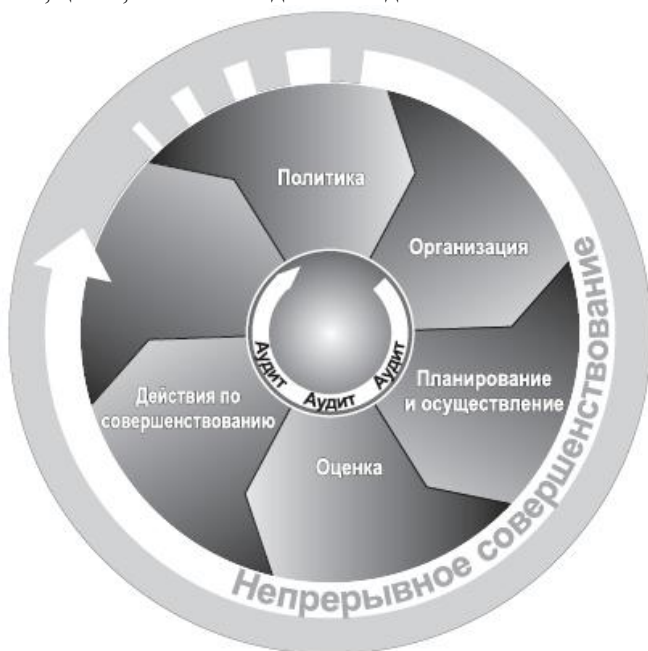


Рис. 11.4. Иллюстрация основных элементов системы управления охраной труда

Для оценки культуры безопасности существует большое количество и многообразие индикаторов, в которых изложены желательные элементы

эффективной системы управления безопасностью (INSAG-4, INSAG-13, INSAG-15, Руководство ASCOT). Эти элементы наблюдаются в подходе организации к управлению безопасностью и повышению уровня культуры безопасности.

Ниже представлен перечень вопросов (INSAG-13), на основе которых могут быть созданы индикаторы оценки состояния культуры безопасности в организации. Этот список не является исчерпывающим и может быть расширен для того, чтобы отразить, например, специфические вопросы законодательства, касающегося безопасности, регулирующих норм и общих подходов к вопросам безопасности в конкретной стране или организации. Эти вопросы сгруппированы по темам, каждая тема содержит 4-7 вопросов, раскрывающих тему:

**• *Определение организации и требований безопасности***

Заявление о политике в области безопасности (включая стандарты, ресурсы и цели)

(1) имеется ли заявление о политике в области безопасности, выражающее приверженность организации созданию эффективной системы управления безопасностью?

(2) доведено ли это заявление до ведома всего персонала и пользуется ли оно активной поддержкой высшего руководства?

(3) создают ли поддерживаемые стандарты безопасности всеобъемлющую и интегрированную структуру управления безопасностью?

(4) адекватны ли имеющиеся ресурсы и проводится ли контроль их адекватности?

(5) поставлены ли высокие, но реалистичные цели, определяющие будущие планы непрерывного совершенствования?

(6) уделяет ли политика безопасности должное внимание непроизводственной поддержке и роли поставщиков услуг?

**• *Структуры управления, ответственность и отчётность***

(1) обладают ли наивысшие руководители организации необходимыми знаниями и навыками для обеспечения безопасной эксплуатации ядерного объекта (установки)?

(2) чётко ли определены и поняты функции и обязанности всех служб организации, включающих в себя как эксплуатационный персонал, так и группы технического обслуживания оборудования станции?

(3) чётко ли определены и поняты эксплуатирующей организацией функции и обязанности вспомогательных организаций?

(4) имеется ли методика управления организационными изменениями, обеспечивающая поддержание стандартов безопасности во время и по окончании этих изменений, а также, осуществляется ли надлежащее информирование регулирующих органов?

(5) своевременно ли информируется персонал об изменениях его обязанностей, связанных с проведением организационных изменений?

### **• Планирование, контроль и поддержка**

Планирование (включая оценку риска)

(1) существует ли эффективная система определения и оценки срочности эксплуатационных и ремонтных мероприятий?

(2) имеются ли адекватные ресурсы для минимизации времени длительных ремонтов и техобслуживания?

(3) имеется ли эффективная методика планирования, оценки и проведения модернизации станции (объекта) или технологических процессов?

(4) имеется ли методика оценки рисков, связанных с выполнением эксплуатационных и ремонтно-профилактических заданий?

(5) учитываются ли результаты оценки риска в последующих контрольных мероприятиях, например, в документации по допуску к работам и в методике выполнения заданий?

### **• Контроль над действиями, связанными с безопасностью**

(1) существует ли система определения степени контроля, необходимого для действий, связанных с безопасностью, чтобы убедиться, что они не являются чрезмерными и неадекватными?

(2) последовательно ли обеспечивается требуемый уровень контроля?

(3) имеется ли система надлежащей авторизации действий, связанных с управлением безопасностью?

(4) имеется ли методика обеспечения нужной степени удостоверения и надзора за действиями по управлению безопасностью?

### **• Обеспечение компетентности**

(1) гарантирует ли процесс подбора персонала то, что персонал и подрядчики обладают необходимой квалификацией и навыками, соответствующими умственным и физическим требованиям к конкретной должности?

(2) проводится ли по окончании подбора персонала надлежащий анализ нужд обучения, учитываются ли в этом анализе изменения функций индивидов или изменения по станции и в техпроцессах?

(3) обеспечивает ли подготовка персонала и руководителей нужными навыками и представлениями, необходимыми им для работы?

(4) имеются ли адекватная поддержка со стороны линейных руководителей и ресурсы для обучения, при наличии соответствующих программ подготовки будущих руководителей и начальников отделов (групп)?

(5) существует ли адекватная методика оценки индивидуальной работы для определения последующих целей подготовки персонала?

### **• Обмен информацией и командная поддержка**

(1) имеется ли набор методов обмена информацией среди персонала (включая межличностный обмен и коммуникацию в пределах всей станции (объекта))?

(2) адекватно ли информируются персонал и руководители о целях их

деятельности и связанных с нею мерах безопасности (предосторожности)?

(3) есть ли формальные механизмы внесения предложений и постановки актуальных вопросов по безопасности со стороны индивидов, а также как осуществляется обратная связь?

(4) имеется ли адекватная поддержка и развитие командной работы?

(5) способствует ли организация развитию и закреплению хороших производственных методов внутри команд (групп, отделов) и между ними?

#### **• Надзор**

(1) осуществляется ли адекватный надзор за персоналом, и предоставляются ли контролёрам достаточные возможности и полномочия визуально присутствовать на рабочих местах?

(2) осуществляется ли адекватный надзор за лицами, не являющимися работниками станции (объекта), например, подрядчиками, чтобы обеспечить соблюдение ими тех же высоких стандартов, которые поддерживаются в самой эксплуатирующей организации?

(3) предоставляется ли достаточная поддержка и подготовка руководителям и контролёрам в вопросах внедрения и поддержания эффективных методов работы?

(4) способствуют и поощряют ли руководители и контролёры уведомления со стороны персонала о вопросах, касающихся безопасности?

(5) существуют ли в организации чёткие и понятные механизмы поощрения хорошей практики работы и предотвращения неудовлетворительных результатов?

#### **• Аудит, проверка и обратная связь**

Оценка показателей работы

(1) имеет ли организация достаточный набор средств для создания ясного видения своих показателей безопасности, включая тенденции в поведении людей и неисправности оборудования?

(2) проводится ли регулярное сравнение показателей безопасной работы данной организации с такими же показателями аналогичных организаций?

(3) проводится ли открытый и беспристрастный анализ имевших место происшествий с целью точного выяснения обусловивших их причин?

(4) уделяется ли адекватное внимание воспроизведению событий и используются ли его результаты для проверки эффективности предыдущих коррективных мер?

(5) проводятся ли надлежащие проверки рабочих мест и рабочих процедур с целью оценки соответствия принятым в организации стандартам безопасности?

(6) имеются ли средства для контроля за последствиями организационных изменений?

#### **• Аудит и проверка**

(1) подлежит ли комплекс мероприятий по безопасности надлежащему аудиту с целью оценки его адекватности?

(2) подлежит ли вопрос безопасности станции (объекта) периодической

проверке и охватывает ли эта проверка систему управления безопасностью непосредственно на участках объекта?

(3) подлежит ли объект независимым партнёрским проверкам с целью оценки эффективности системы управления безопасностью и её применения?

(4) приводят ли результаты аудитов и проверок к заметным и эффективным улучшениям в системе управления безопасностью?

(5) осуществляет ли высшее руководство личный контроль над безопасностью работы организации, и обладают ли высшие руководители необходимыми навыками для критической оценки тенденций в сфере безопасности?

#### **• *Корректирующие меры и усовершенствования***

(1) приводит ли наличие обратной связи от аудитов и проверок к адекватным корректирующим действиям, осуществляемым согласно конкретному графику?

(2) осуществляет ли организация корректирующие меры во избежание получения неодобрительных комментариев (оценок) от других организаций, например, от регулирующих органов?

(3) проводится ли эффективная разработка программы усовершенствования системы управления безопасностью, учитывающая предложения со стороны персонала?

(4) имеются ли адекватные ресурсы для программы усовершенствования, и принимает ли в ней активное участие высшее руководство станции (объекта)?

(5) проводится ли плановый контроль реализации программы усовершенствования и осуществляется ли на его основе пересмотр этой программы?

Несколько другой перечень вопросов для проведения анкетирования персонала с целью определения индикаторов культуры безопасности представлен в более раннем издании МАГАТЭ (ИНСАГ-4, 1991 г.) [4]. Как уже было сказано, эти перечни носят рекомендательный и избыточный, в смысле информативности, характер. Так в ИНСАГ-4 приведено более 120 вопросов. Как правило, эксплуатирующая организация подготавливает перечень вопросов, учитывающих специфику конкретного производства из предлагаемых тем и рекомендательных перечней МАГАТЭ.

## **11.2. Оценка состояния культуры безопасности методом анкетирования**

### ***11.2.1. Результаты предыдущих оценок***

В 2004 году Дирекция Компании (ГП НАЭК «Энергоатом») провела четвертый цикл проверок и оценки состояния культуры безопасности на АЭС Компании. Ранее проверки были проведены в 1994, 1998 и 2002 годах с одновременным анкетированием персонала по вопросам состояния безопасности и отношения к обеспечению безопасности.

В 2002 г. на всех ОП АЭС были проведены целевые проверки состояния



культуры производства. Для выявления тенденций в состоянии культуры безопасности и отношения персонала к обеспечению безопасности было проведено анкетирование персонала по образцу 1994 и 1998 г.г. Оценивая результаты четырех циклов проверок можно сделать вывод о **стабильных положительных тенденциях** как по состоянию культуры безопасности, так и в отношении персонала атомных станций к вопросам обеспечения безопасности. Даже проверки и анкетирование, проведенные в 1998 г. (наиболее кризисный год в части финансового состояния, в части выплаты заработной платы персоналу), показали положительные тенденции по сравнению с 1994 г., за исключением нескольких позиций анкеты, связанных непосредственно с финансовым состоянием, что вполне понятно и объяснимо. Анкетирование 2002 г. показало незначительное увеличение отрицательных показателей по ряду позиций анкеты при наличии положительных тенденций по большинству показателей.

Проверки состояния культуры производства на АЭС в 2002 г. были направлены в первую очередь на оценку планирования и выполнения организационных и технических мероприятий по выполнению требований норм, правил и эксплуатационной документации в части:

- содержания территории промплощадок, зданий и сооружений;
- состояния технологического оборудования;
- состояния помещений, в которых расположено технологическое оборудование;
- состояния рабочих мест персонала;
- обеспечения и выполнения требований радиационной безопасности, охраны труда и пожарной безопасности;
- планирования и выполнения мероприятий по работе с персоналом.

Проверками были охвачены практически все подразделения АЭС. В результате проведения проверок установлено: руководство ОП АЭС уделяет достаточно много внимания состоянию «культуры производства». На всех ОП АЭС в соответствии с требованиями нормативной и эксплуатационной документации проводятся систематические обходы рабочих мест административно-техническим персоналом АЭС и подразделений. В обходах участвуют генеральные директора АЭС, главные инженеры и их заместители, руководители структурных подразделений и их заместители.

В планах ОП АЭС по работе с персоналом предусматривалась «разработка и реализация систем мотивации персонала, формирующих приверженность принципам культуры безопасности и культуры производства».

Целью проверок 2002 г. было также изучение и распространение положительного опыта в организации работ по повышению культуры производства, для чего в составы комиссий включались представители всех атомных станций.

Результатом этих проверок явилось распространение в первую очередь опыта ведения программы культуры производства на Запорожской АЭС. В

настоящее время на всех атомных станциях действуют эти программы. За прошедший период значительно улучшились показатели по всем направлениям культуры безопасности, о которых говорилось выше, на всех, без исключения, АЭС Компании.

### **11.3. Методы экспертного оценивания при анализе проблем безопасности - теория**

Проблему безопасности можно отнести к классу социально-технических проблем. При ее исследовании с успехом используются как точные методы, которые базируются на математических моделях и вычислительных экспериментах, так и экспертные методы. Более того, экспертные методы, которые в начале своего существования использовались исключительно для исследования и прогнозирования социальных процессов, теперь с успехом применяются при решении технических и организационно-технических проблем.

Одним из первых, кто понял перспективность технологий экспертного оценивания, был выдающийся советский математик, академик, директор Института кибернетики АН УССР В.М. Глушков [59]. Значительный вклад в развитие методов экспертного оценивания внесли такие ученые, как С. Д. Бешелев, О.Ф. Волошин, Ф. Г. Гурвич, Добров О.И., Ларичев Б. Г. Литвак, Б. Г. Миркин, А. И. Орлов, В. Парето, В. В. Подиновский, Д. А. Поспелов, Т. Саати, Г. Саймон, Ю.И. Саенко, Г. Фишер, К. Дж. Эрроу. Ими разработаны ряд моделей и методов экспертного оценивания и основы математической теории принятия решений.

Методы экспертного оценивания представляют собой комплекс логико-математических методов, нацеленных на организацию работы с экспертами и обработку мнений экспертов, которые выражены в количественной или качественной форме, с целью подготовки информации для принятия решений. Обобщенное мнение, которое получено как результат обработки отдельных мнений экспертов, принимается как решение проблемы.

Метод экспертных оценок решает две основные задачи:

- Оценку уровня достоверности данных, которые получены с помощью опросов.
- Прогноз тенденций развития процессов на основе данных опросов.

Опросы проводятся с помощью анкет, бланков, которые разрабатываются согласно специальным требованиям. Разработаны типовые модели проведения экспертизы, такие как мониторинг, проект, рецензия.

В них анализ информации опирается на правила агрегации данных, которые характеризуют групповой выбор, в результате которого получается результирующее мнение или строится соответствующий прогноз.

#### ***11.3.1. Таксономия моделей экспертного оценивания***

Разнообразие форм экспертного опроса возникает из разнообразия отношений между участниками экспертизы:

- организаторами экспертизы и экспертами;
- экспертами в самой группе экспертов;
- отношением экспертов к результатам своей деятельности.

Анализ этих отношений дал возможность ученым В. Косолапову и И. Вдовиченко [60] детализировать их и выстроить следующую таксономию форм экспертного опроса:

**1. Организаторы – эксперты:**

- 1.1. *Формы контакта*: прямая, заочная.
- 1.2. *Способ вербального общения*: устный, письменный.
- 1.3. *Итерационность опроса*: разовая, повторяющаяся.

**2. Эксперт - эксперт:**

- 2.1. *Организация работы*: индивидуальная, коллективная.
- 2.2. *Форма общения*: прямая (лицом к лицу), опосредованная.
- 2.3. *Обратная информационная связь*: обобщенная, дополняющая, мотивационная, качественные или количественные оценки.

**3. Эксперты – результаты:**

- 3.1. *Процедура принятия результатов*: консенсус, большинство.
- 3.2. *Вид экспертной оценки*: коллективная мысль, рекомендация, решение.
- 3.3. *Обработка полученной информации*: одноразовая, итерационная, беспрерывная.

Надо отметить, что при проведении экспертизы не преследуется цель механически заменить индивидуальный выбор обобщенным мнением. Наоборот, процедуры экспертного оценивания предусматривают специальное рассмотрение случаев, когда индивидуальная мысль сильно отличается от общей.

### ***11.3.2. Обзор методов экспертного оценивания***

Очень важным таксономическим показателем в экспертном оценивании есть возможность или невозможность взаимодействия между экспертами.

К первому классу методов экспертного оценивания, предусматривающих возможность такого взаимодействия, относятся такие известные методы как метод мозгового штурма, дискуссия, метод отнесенной оценки, метод ПАТЕРН экспертные методы метод ПАТЕРН.

Ко второму классу принадлежат методы, исключающие возможность взаимодействия экспертов. Это метод сканирования, метод анкетирования, метод интервью, метод качественной обратной связи, метод Делфи, метод попарных сравнений, метод ранжирования, и прочие.

Рассмотрим особенности некоторых из перечисленных выше методов.

***Метод мозгового штурма.***

Этот метод использует разовый личный контакт организатора экспертизы с экспертами.

Процедура метода мозгового штурма предусматривает:

- формулирование проблемы;
- формирование группы экспертов-специалистов;

- совместную работу экспертов, которые при заданных временных ограничениях и заданных критериях должны сгенерировать ряд идей и подходов к решению проблемы и выделить диапазон возможных решений. При этом не проводится обсуждение сформулированных идей.

### ***Дискуссия (метод комиссии)***

Целью дискуссии являются создания коллективной мысли. В дискуссии допускается обратная связь между экспертами, поддерживается творческий характер обсуждения, возможность аргументации.

Этот метод имеет как положительные, так и отрицательные черты. К первым можно отнести простоту, мгновенную обратную связь, быстрое самообучение экспертов. Ко вторым относят отсутствие анонимности, проявления конформизма, проявления разнообразной активности эксперта не связанной с их компетенцией.

### ***Метод отнесенной оценки.***

Его сутью являются повторение нескольких циклов дискуссии с выявлением расхождений и создание на этой основе единого мнения (консенсуса). Члены экспертной группы, которые не присоединились к общей позиции, имеют право на фиксацию своего мнения в заключительном документе экспертной сессии.

### ***Метод ПАТЕРН***

Этот метод предусматривает создание сценария, в котором проблема разделяется на ряд подпроблем, которые в свою очередь разделяются на еще более узкие проблемы и т.д. до тех пор пока не будут получены достаточно простые элементы, которые могут быть оценены экспертами (дерево целей).

Экспертным методом назначаются коэффициенты относительной важности каждой задачи.

Допускается открытое обсуждение в экспертной группе.

### ***Анкетирование.***

Это письменная форма опроса, который проводится заочно и обеспечивает полную анонимность. В современных социологических исследованиях используются почтовое и раздавальческое анкетирование. Последнее рассматривается как более надежный вариант анкетирования. Однако жесткие рамки вариантов ответов, невозврат анкет и другие факторы могут отрицательно повлиять на корректность результатов обработки результатов анкетирования.

### ***Метод интервью***

Это очная форма проведения опросов. Она имеет определенные преимущества в сравнении с анкетированием, поскольку не остается вопросов без ответов, неопределенные ответы могут быть уточнены,

полученная информация является более полной в сравнении с анкетой. Но малая оперативность, потребность в большом количестве интервьюеров, большие затраты времени и другие отрицательные факторы существенно снижают ценность данного метода.

### ***Метод Делфи.***

Согласно этому методу процедура опроса включает несколько итераций, каждая из которых начинается из индивидуального письменного опроса и завершается машинной обработкой полученных данных. В первом туре эксперты высказывают свои мнения без аргументации, в последующих турах используется аргументация. Полученная дополнительная информация в обобщенном виде передается экспертам, после чего проводится следующий тур опросов.

Процедуры метода Делфи характеризуются анонимностью, регулируемой обратной связью и групповыми ответами. В данном методе не разрешается совместная работа экспертов в целях исключения конформизма.

Недостатками метода являются большие затраты времени на многотуровую экспертизу, неопределенность в количестве туров, игнорирование разности в компетентности экспертов.

### ***Метод качественной обратной связи.***

Процедура метода предусматривает, что в первом туре все эксперты одновременно дают оценки и детальные текстовые объяснения своих оценок. Потом создается и передается каждому эксперту сводная информация, которая содержит обоснования всех экспертов. Далее итерации продолжаются до тех пор, пока индивидуальные оценки экспертов не стабилизируются.

Этот метод использует влияние обратной связи на сближение оценок

### ***Метод попарных сравнений.***

Процедура метода предусматривает последовательное предложение эксперту пар альтернативных вариантов из которых он должен выбрать один более привлекательный для себя. Если эксперт затрудняется это сделать, он рассматривает их как несравнимые или равноценные.

### ***Метод ранжирования.***

В этом методе эксперту предлагается набор из 20-30 вариантов альтернатив для их упорядочения по предпочтению. Ранжирование сравниваемых объектов можно делать разными способами.

Для методологии экспертного оценивания очень важную роль играет анализ экспертных данных.

Можно выделить два подхода к такому анализу:

- поиск компромиссной точки зрения, которая трактуется как равнодействующая всех высказанных мнений;

- использование методов математической статистики для поиска групповой оценки.

#### **11.4. Логико-функциональная схема проведения экспертизы**

Рассмотрим схему проведения экспертизы. В ней можно выделить ряд этапов.

##### **I. Этап подготовительный:**

- 1) формирование рабочей группы;
- 2) формирование экспертной группы;
- 3) построение структурной схемы объекта (нахождение необходимого количества экспертов, критериев, методов).

##### **II. Этап получения индивидуальных экспертных оценок:**

- 1) выбор процедуры назначения оценок экспертами;
- 2) выбор метода получения информации от эксперта;
- 3) подготовка необходимых для опросов документов;
- 4) опрос экспертов;
- 5) сбор экспертной информации.

##### **III. Этап получения коллективных экспертных оценок**

- 1) обобщение индивидуальных экспертных оценок;
- 2) оценку уровня согласованности индивидуальных экспертных оценок;
- 3) определение объективности коллективных экспертных оценок;
- 4) необходимость принимать во внимание крайние значения;
- 5) анализ экспертной информации.

##### **IV. Этап интерпретации полученных результатов и подготовки заключения для ЛПР.**

При использовании компьютерных технологий в процессе экспертного оценивания указанная выше этапность может претерпевать ряд изменений и уточнений, например:

- 1) организационный этап;
- 2) этап оценки ситуации;
- 3) этап разработки решения;
- 4) этап принятия решения;
- 5) этап сопровождения.

При соблюдении любого из указанных выше вариантов этапности необходимо обеспечить выполнение таких важных процедур:

- формулирование проблемы;
- определение объекта и предмета исследования;
- предварительный анализ объекта исследования;
- определение целей экспертизы и постановка задачи исследования;
- уточнение и интерпретация основных понятий;
- формулирование гипотез;
- формирование группы управления;
- отбор и формирование группы экспертов;
- разработка процедуры опроса;

- проведение опросов;
- анализ и обработка информации, полученной от экспертов;
- принятие решений с учетом результатов экспертизы;
- подготовка и утверждение научного и финансового отчетов о проведении экспертного исследования.

Рассмотрим подробнее действия, выполняемые на различных этапах.

### **Организационный этап.**

Первым шагом организации экспертного оценивания есть подготовка документа, в котором отображаются такие вопросы как:

- постановка задачи экспертизы;
- цель экспертизы;
- обоснование необходимости ее проведения;
- сроки выполнения работ;
- состав группы управления и ее задачи;
- обязанности и права членов группы;
- финансовое и материальное обеспечение работ.

Для подготовки этого документа и руководства всей работой назначается руководитель группы экспертизы. На него возлагается обязанность формирования группы управления и ответственность за организацию ее работы.

Группа управления формирует саму проблему, определяет цель и задачи экспертизы, разрабатывает процедуру экспертизы, разрабатывает метод опроса, перечень оцениваемых факторов, уровень детализации, формирует экспертную группу, проводит опрос экспертов, обрабатывает полученные оценки, анализирует их, строит заключения, дает рекомендации. В задачи группы входит обеспечение условий для плодотворной работы экспертов, обеспечение экспертов всей доступной объективной информацией по анализируемой проблеме.

В экспертизе принимают участие разные лица с разными функциями:

1. **Заказчик** - лицо, группа, организация, общество, которое заинтересовано в результатах экспертизы и будет его использовать в своей деятельности.

2. **Организатор** - лицо, которое организует процедуру экспертизы, определяет правила отбора экспертов, правила получения ответов экспертов и их обработку.

3. **Эксперты** - группа специалистов по данной проблеме, которые включены организаторами в процесс экспертного опроса.

4. **ЛПР** - лицо или группа лиц, которые по результатам экспертизы принимают решение по рассмотренному вопросу.

После того, как сформулирована цель экспертизы, разработанная процедура опроса и форма анкеты, подходят к следующему шагу - **отбора экспертов**. Проблема подбора экспертов является одной из наиболее сложных проблем. Можно сказать, что в настоящее время нет методов

подбора экспертов, которые гарантированно обеспечивали бы успех экспертизы.

Существующие методы отбора экспертов можно разделить на два класса: класс объективных методов и класс субъективных методов. Первый предусматривает использование специальной методики отбора, второй - привлечение к процедуре отбора потенциально самых опытных экспертов или научной общественности.

Выбор экспертов начинают из определения областей специализации данной проблемы. Эта работа включает:

- определение спектра деятельности;
- определение количества экспертов в группе;
- составление начального списка экспертов с учетом их местонахождения;
- анализ качества экспертов и уточнение списка экспертов в группе;
- получение согласия от экспертов на их участие в экспертизе;
- составление окончательного списка экспертной группы.

При образовании списка кандидатов в эксперты учитывают род занятий и стаж работы по заданному профилю, компетентность в данной области, характер образования, возраст, эрудицию в смежных областях и наличие специфических качеств. Для определения уровня компетентности используют самооценку экспертов или коллективную оценку авторитетности каждого из кандидатов в эксперты. Метод коллективной оценки используют для формирования групп экспертов, когда они знают друг друга как специалисты. Опрос экспертов может быть очным или заочным (почтовый опрос, телефонное интервью). Работа по подбору экспертов заканчивается сообщением о включении кандидатов в экспертную группу.

### **Этап оценки ситуации.**

Опрос - главный этап совместной работы группы управления и экспертов. Основным содержанием работ выполняемых на этом этапе является:

- 1) постановки задачи и перечня вопросов для экспертов;
- 2) информационное обеспечение работы экспертов;
- 3) высказывание экспертами мнений, оценок, предложений;
- 4) получение результатов работы экспертов.

При проведении опросов решаются три типа задач:

- качественная или количественная оценка заданных объектов экспертизы;
- построение новых объектов;
- оценивание новых объектов экспертизы.

В зависимости от характера проблемы, ее целей организаторы экспертизы выбирают методы проведения опроса. Основные методы проведения опросов рассмотрены в этом разделе раньше.



### **Этап разработки решения.**

На этом этапе проводится преобразование эмпирических данных, полученных в ходе исследования, к виду, обеспечивающему их прозрачность, компактность и пригодность к содержательному анализу, проверки исследовательских гипотез и интерпретации. Входной информацией для обработки являются числовые данные, которые отображают предпочтения экспертов, и содержательное обоснование этих предпочтений. Целью обработки являются получения обобщенных данных и новой информации, которая содержится в скрытой форме в экспертных оценках. При этом производится анализ, позволяющий сделать выводы, выявить закономерности и тенденции. На этой основе формируется решение проблемы.

Этап разработки решения включает:

- 1) подготовку данных к обработке;
- 2) группирование;
- 3) составление таблиц и графиков;
- 4) интерпретацию;
- 5) определение относительного веса объектов;
- 6) проверку согласованности мнений;
- 7) получение характеристик усредненного значения;
- 8) выявление разброса мнений, влияния особенностей экспертов на содержание их ответов;
- 9) оценку надежности результатов обработки;
- 10) научный отчет и рекомендации.

Выбор математического метода анализа данных тесно связан со шкалами соответствующих признаков.

Разработаны методы, определяющие зависимость видов результирующих от характера экспертной информации.

Наличие в результатах опросов как числовых данных, так и содержательных высказываний экспертов привело к необходимости использования как качественных, так и количественных методов обработки результатов экспертного оценивания. Удельный вес этих методов существенно зависит от класса проблем, которые решаются экспертным оцениванием. Все множество проблем можно разделить на два класса.

В первом классе находятся проблемы, для решения которых имеется достаточный уровень знаний и опыта. Для них можно успешно использовать методы математической статистики, которые базируются на осреднении данных.

Ко второму классу относятся проблемы, для решения которых еще не накопленный достаточный информационный потенциал. Поэтому обработка данных опросов должна базироваться на методах качественного анализа.

В последнем случае наиболее результативным является проведение обработки данных экспертных исследований современными методами

прикладной математической статистики, статистики объектов нечисловой природы и использование современной компьютерной техники.

Обработка больших объемов данных требует использования ЭВМ.

Цель заключительных этапов экспертизы - обобщить, проанализировать и научно проинтерпретировать, сделать выводы и дать рекомендации.

### **11.5. Использование количественных методов и моделей экспертизы сложных систем на этапе разработки решения**

Количественный подход привел к бурному развитию ряда направлений прикладной математики, прямо или опосредованно связанных с экспертизой и принятием решений, таких, как исследование операций, системный анализ, линейное и целочисленное программирование, динамическое программирование, теория игр и прочее.

Методология экспертного оценивания имеет широкие возможности для максимального использования количественных методов. Вместе с тем создание и использование моделей экспертизы и методов принятия решений позволяет **и качественно оцениваемые ситуации** оценивать **количественно**, используя специально введенные вербально-числовые шкалы. Однако надо понимать, что модель разрешает найти рациональное решение только для того упрощенного варианта ситуации принятия решения, которое используется в модели. Невозможно акт принятия решения перекладывать только на заложенные в компьютер модели ситуаций и полученные с их помощью альтернативные варианты решений. Они носят лишь характер рекомендаций и помогают в разработке эффективного решения, но отказ от их использования в сложных ситуациях, снижает эффективность принимаемых решений.

При проведении экспертных исследований надо отделять методы получения количественных экспертных оценок от методов обработки количественных данных экспертизы. На это указывает и известный специалист в области моделирования показателей развития социальной инфраструктуры Ю.И. Саенко[61].

Он предлагает разделить методы анализа и обработки экспертной информации на методы статистического анализа информации, в том числе методы описательной статистики (расчеты многомерных распределений признаков, средних, мер рассеяния), методы статистики вывода (корреляционный, регрессионный, факторный, кластерный, причинный, дисперсионный анализ, многомерное шкалирование и др.), а также методы моделирования и прогнозирования социальных явлений и процессов (анализ временных рядов, имитационное моделирование, цепи Маркова и др.).

Поскольку явления общественной жизни сложны и многофакторны, связь между признаками в социологии практически всегда описывается корреляцией. Количественно силу корреляционной связи оценивают при помощи коэффициентов корреляции, как правило, используя коэффициент Пирсона.

Для признаков, заданных в порядковых шкалах, рассчитывают ранговые коэффициенты корреляции Спирмена и Кенделла, которые интерпретируются так же, как и коэффициент корреляции Пирсона.

Если анализ данных использует большое количество взаимосвязанных признаков, целесообразно использовать специальные методы и алгоритмы многомерной статистики. Для этого необходимы значительные вычисления, поэтому разработаны специализированные алгоритмы и программы анализа данных.

Среди методов многомерной статистики в таких случаях наиболее часто используются факторный и кластерный анализ.

Для решения проблем обработки экспертной информации, кроме традиционных методов математики и статистики, разработаны такие мощные методы, как метод временных рядов, метод имитационного моделирования и др.

### **Этап принятия решения.**

Процесс принятия решений имеет много тонкостей и неопределенностей. Метод экспертных оценок является "инструментом подготовки" принятия решений. Процедуры принятия решений могут выполняться путем умозаключения ЛПР и экспертов, т.е. творчески, неформальным образом или с использованием формализованных средств - математических методов и информационных технологий.

В процессе принятия решений выполняется поиск, распознавание, классификация, упорядочение и выбор. Для решения этих задач используются методы анализа и синтеза, индукции и дедукции, сравнения и обобщения. Формальные процедуры помогают в проведении расчетов с целью анализа вариантов решения, оценки необходимых ресурсов, сужения множества вариантов решения и т.п. [62].

Этап принятия решений включает следующие действия:

- изучение результатов обработки экспертных оценок;
- согласование и рассмотрение возможных альтернатив;
- выбор варианта решения;
- разработку перечня действий по реализации решений;
- распределение ответственности.

Нормативные модели можно разделить на неконструктивные и конструктивные. Для первых характерно то, что при помощи выбранного метода из множества начальных альтернатив  $X$  выделяется множество Парето

$X^{\bar{N}}$ , а выбор эффективного решения  $x^*$  из  $X^{\bar{N}} \subset X$  делает ЛПР на основе эвристических соображений. При конструктивном подходе ЛПР принимает участие в выборе формального метода, который необходим для выбора  $x^* \in X^C$ . В зависимости от роли ЛПР в выборе, обосновании, реализации формальной процедуры выбора  $x^*$  можно использовать несколько групп

методов. Так, И. Б. Сироджа, автор научной школы квантового подхода при принятии решений в своей работе [63] сводит все разнообразие многокритериальных методов принятия решений к пяти группам.

Они отличаются способом перехода к единой оценке альтернатив [62,64]. Но в любом случае следует помнить, что каждому профессиональному решению присущи правильность, своевременность, системность. Результатом этого этапа должно быть одно единое принятое решение, которое имеет качество профессионального. ЛПР должен учитывать всю отрицательную информацию по каждой альтернативе, не отбрасывать, а анализировать ее. Это поможет лучше понять и оценить каждую из них. Этот этап является центральным, но он невозможен без всех предыдущих этапов.

Процесс подготовки и принятия решений включает четыре главные стадии:

- создание концепции;
- проектирование;
- выбора;
- выполнение решения.

Весь процесс принятия решения завершает реализация принятого решения.

Для принятия решения используют модели, которые представлены в табл. 11.1.

Таблица 11.1. Модели и методы принятия решений

№	Категория	Цель и процесс	Методы представления
1	Оптимальный выбор из нескольких альтернатив	Найти лучшее решение из небольшого количества альтернатив.	Деревья и таблицы решений.
2	Оптимизация через алгоритм	Найти лучшее решение из большого или бесконечного числа альтернатив.	Методы математического программирования.
3	Имитационные модели	Нахождение приемлемого решения среди проверенных альтернатив с использованием экспериментов.	Разные методы имитационного моделирования.
4	Эвристики	Нахождение приемлемого решения с применением правил.	Эвристическое программирование. Экспертные или интеллектуальные системы.
5	Другие методы	Нахождение ситуаций what-if используя правила.	Моделирование на основе логики.
6	Модели предсказания	Предсказание будущего на основе заданного сценария.	Модели прогнозов.

## 11.6. Метод формирования экспертной группы

Сложность подбора экспертов для работы в экспертной группе связана с неопределенностью в оценке результатов каждого их решения. Эта неопределенность связана с тем, что за время с момента получения информации к моменту использования результата могут произойти:

- старение информации, которую использует эксперт;
- обесценивания опыта эксперта;
- изменение функций, структуры, параметров системы;
- изменение функций, структуры, параметров внешней среды

Вместе с тем от экспертов существенно зависит качество результатов экспертного оценивания. Поэтому проблеме формирования экспертной группы в литературе по проведению экспертиз отводится большое внимание.

В рамках данной проблематики наиболее устоявшейся, типизированной схемой процесса отбора экспертов можно считать алгоритм, представленный на рис. 11.5. Структурно-информационная схема процесса экспертного оценивания, базирующаяся на данном алгоритме, представлена на рис. 11.6.

Если придерживаться требований системного единства и жестко следовать последовательности шагов данного алгоритма, то данная стратегия позволит раскрыть некоторые неопределенности, а именно те, которые связаны с внешней средой и состоянием самого объекта исследования.

#### ***11.6.1. Нахождение рационального количества экспертов в группе.***

Достоверность оценок группы экспертов зависит от качества отдельных экспертов и количества членов экспертизы. С увеличением числа экспертов достоверность оценок растет. Но затраты тоже растут, поскольку они пропорциональны количеству экспертов. Отсюда, финансовые ресурсы ограничивают максимальное количество экспертов в группе. Экспертная группа не может быть очень многочисленной.

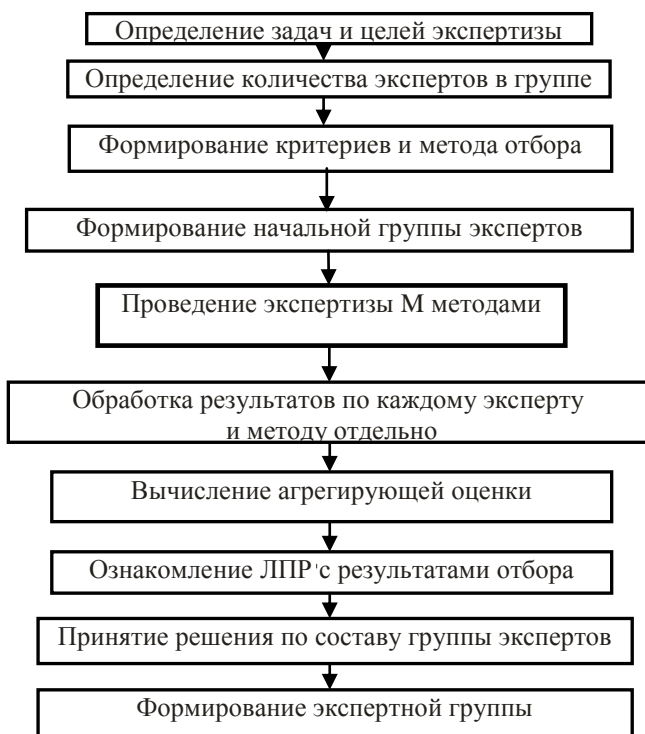


Рис. 11.5. Схема процесса отбора экспертов

Автор учебников и монографий по социологии и философии С.Б. Крымский пришел к выводу, что среднеквадратичная погрешность результата экспертизы сперва падает при увеличении численности группы экспертов, достигает минимума при 7-ми экспертах, а потом начинает возрастать. Его эксперименты показали, что "увеличение числа экспертов, начиная с некоторого момента приводит к росту погрешности экспертизы". С.Б. Крымский делает вывод, который рационально в экспертную группу включать не более чем 10-15 наиболее компетентных экспертов. Как правило, численность экспертной группы насчитывает приблизительно 5-7 человек, а максимум доходит до 10-15 человек.

Таким образом, беря во внимание верхнее и нижнее ограничения, можно определить количество экспертов в группе. Ниже мы приводим методику Э.Г. Райхмана и Г.Г. Азгальдова, что базируется на этих идеях.

Вычислим количество экспертов  $N$  с заданной доверительной вероятностью  $\alpha$  и погрешностью  $\varepsilon$ .

Для этого используем формулу

$$N = \frac{t_{\alpha}^2 S^2}{\varepsilon^2},$$

где  $S$  – среднее квадратичное отклонение оценки, а  $t_{\alpha}$  - аргумент, значение которого дано в таблицах.

Если экспертная группа формируется впервые, и нет возможности определить значение  $S$  по результатам предыдущих опросов, то ЛПР может задать погрешность не в абсолютной, а в относительной форме  $\varepsilon_1$ , и формула будет иметь вид:

$$N = \frac{t_{\alpha}^2}{\varepsilon_1^2},$$

где  $\varepsilon_1$  - заданная к началу опроса предельно допустимая относительная погрешность, выраженная в долях  $S$ .

$$\varepsilon_1 = \frac{\varepsilon}{S},$$

где  $\varepsilon$  - абсолютная погрешность.

В таблице 11.2 представлены значения  $N$  для  $\varepsilon_1 = 0,1 \div 3$  и надежности (доверительной вероятности) экспертной оценки  $\alpha = 50 \div 99\%$ , которая покрывает практически все возможные варианты экспертной оценки.

Табл. 11.2. Определение количества экспертов

$\varepsilon_1 = \frac{\varepsilon}{S}$ $\alpha, \%$	3	2	1	0,5	0,3	0,2	0,1
99	1	2	7	26	74	165	663
95	1	1	4	15	43	96	384
90	1	1	3	11	31	67	270
85	1	1	2	8	23	51	207
80	1	1	2	7	19	41	164
75	1	1	2	5	15	33	132
70	1	1	2	4	12	27	109
65	1	1	1	4	10	22	86
60	1	1	1	3	8	18	71
55	1	1	1	2	7	15	57
50	1	1	1	2	5	11	45

На численность экспертной группы могут также влиять такие факторы как:

- допустимая трудоемкость опроса ( $K_{mp}$ );
- возможность управления экспертной группой ( $K_{гп}$ );
- возможности организаторов экспертизы ( $K_{орг}$ ).

Таким образом, в обобщенном виде формулу численности экспертной группы можно записать так:  $N = f(\alpha, \varepsilon, K_{mp}, K_{гп}, K_{орг})$ .

### ***11.6.2. Концепция системы многокритериального отбора и методика ее использования при формировании экспертной группы.***

При формировании экспертной группы организаторы экспертизы обязаны руководствоваться тем, что должны быть сформулированные “правила игры”, которыми могут служить:

- критерии отбора экспертов;
- методика отбора.

Без сомнения, в силу человеческой ограниченности и необходимости в организации плодотворной работы задача формирования экспертной группы является многокритериальной задачей, которая зависит от предметной области, цели и задач экспертного оценивания.

В экспертном оценивании классическим приемом построения системы критериев есть:

- выделение групп критериев исходя из соображений пригодности для сравнения;
- построение отношения подчиненности между группами критериев;
- назначение весовых коэффициентов между группами критериев;
- назначение весовых коэффициентов для частных критериев в группе.

При выборе участников экспертной группы последние два действия позволяют вычислить ранг частичных критериев по важности.

Но сама методика выбора альтернатив будет неопределенной, если для каждого частичного критерия не будут определены его числовые характеристики, разработанные и утвержденные экспертные процедуры для их искусственной оценки.

### ***11.6.3. Проведение экспертизы для начальной группы экспертов***

Начальная группа экспертов по своей сути представляет собой группу кандидатов на участие в экспертизе.

Как правило, при ее формировании берутся во внимание квалификационные характеристики кандидатов, такие, как образование, научная степень, опыт работы в заданной предметной области, публикации по заданной тематике, и т.п.

Важное значение имеет опыт кандидата по проведению экспертиз.

Эти данные можно получить из документов или из баз данных.

При формировании экспертной группы желательно “протестировать”



кандидатов.

Для этого рекомендуется проведение опросов и обработка данных опросов разными методами. Такой способ тестирования крайне важный, поскольку каждый метод имеет свои недостатки и преимущества. Усреднение результатов тестирования по методам дает возможность более оптимистически смотреть на дальнейшие результаты выбора экспертов.

Примерами таких методов могут быть:

- метод взаимной оценки;
- метод самооценки;
- метод документальной оценки;
- метод текстовой оценки;
- метод социометрии;
- квалиметрический метод, и прочие.

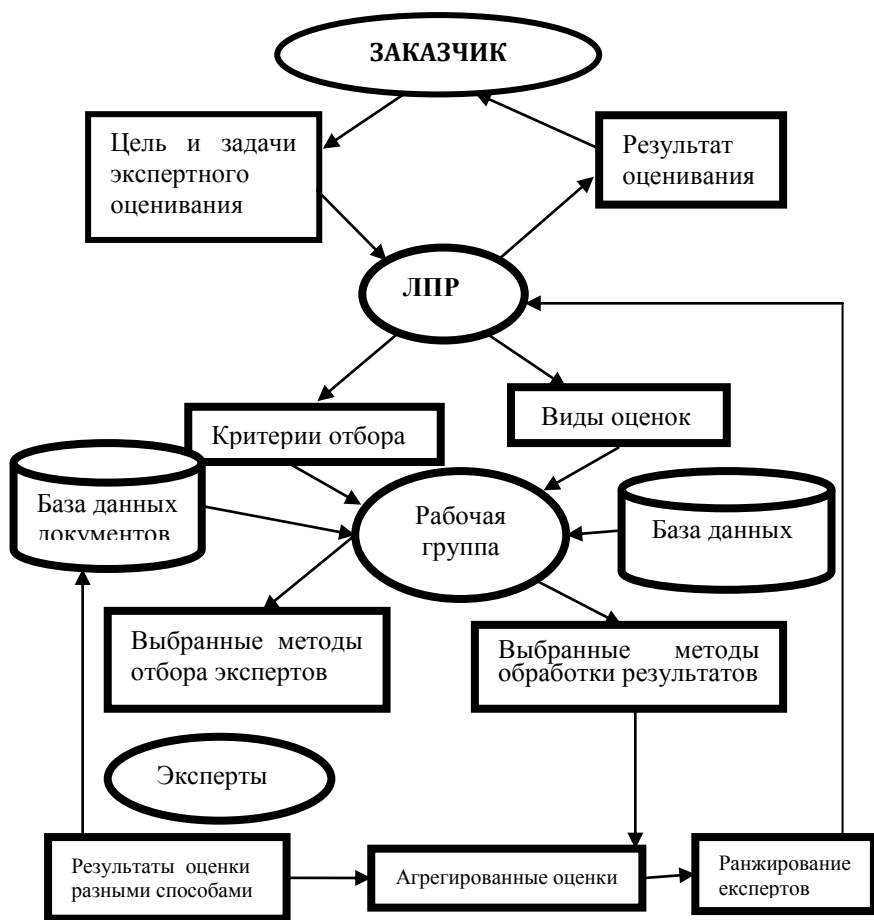


Рис. 11.6. Структурная схема процесса экспертизы.

При разработке технологии Форекс ее автор И. Вдовиченко [68] заложила более чем 30 методов и 2 психологических теста для использования их при формировании экспертной группы.

Дальнейшая обработка результатов тестирования разными методами связана с определением степени согласованности результатов и в случае большого несогласования результатов проведения повторных опросов.

При достижении приемлемой степени согласованности исчисляются агрегированные оценки кандидатов в эксперты, ранжирование агрегированных оценок, и включение кандидатов в экспертную группу, если ранг их агрегирующих оценок превышает заданный уровень.

## 11.7. Оценка состояния культуры безопасности на основе миссий «OSART»

Положительные изменения и оценки отмечаются как по результатам инспекционных проверок дирекции Компании, так и в отчетах миссий OSART и WANO (BAO АЭС), проведенных в 2003-2004г.г.

В выводах миссии OSART по Ровенской АЭС указывается:

«С начала проверки было очевидно, что **ядерная безопасность имеет высокий приоритет**, который исходит от высшего корпоративного руководства и внедрен в процедуры, контроль исполнения работ и ежедневную деятельность всего персонала АЭС. Наиболее значимые атрибуты команда наблюдала в следующем: вовлечение руководства в повседневные задачи и модификации, персонал придерживается процедур, открытые отношения и коммуникации между руководством и рабочими, мотивация всего персонала, техническая компетенция персонала».

По Запорожской АЭС в выводах миссии OSART указывается:

«На Запорожской АЭС к аспектам ядерной безопасности и культуры безопасности подходят **адекватно**. Наиболее значительными видимыми атрибутами культуры безопасности, которые отметили члены команды, являлись:

- *очень грамотный, квалифицированный персонал, преданный безопасной эксплуатации станции;*
- *персонал, который гордится своей станцией и обладает высокой степенью ответственности за порученное дело;*
- *сильное стремление персонала станции к прогрессу;*
- *большие возможности организации быстро устранять выявленные недостатки, что позволяет минимизировать число значительных проблем;*
- *постоянная поддержка культуры безопасности и политики в области качества и безопасности».*

Из результатов проведенных проверок состояния культуры безопасности, следует основной вывод:

На АЭС НАЭК «Энергоатом» создана и функционирует система управления культурой безопасности. Реализация принципов культуры безопасности стала неотъемлемой составляющей при эксплуатации энергоблоков АЭС. В УТЦ ОП АЭС проводится систематическая подготовка персонала по вопросам культуры безопасности.

В качестве примеров, подтверждающих эти выводы, приведем краткую информацию о мероприятиях, реализуемых на АЭС в обеспечение и развитие культуры безопасности:

- Определены подразделения, ответственные за организацию и ведение работы по культуре безопасности в ОП АЭС.
- В ОП АЭС создаются постоянно действующие комитеты по культуре безопасности под руководством первых руководителей АЭС.

- В должностных инструкциях персонала, в положениях о подразделениях изложена ответственность первых руководителей по обеспечению безопасности при эксплуатации энергоблоков, по реализации политики в области ядерной безопасности, по обеспечению разработки и внедрения систем качества, реализации принципов культуры безопасности.

- На АЭС разработаны документы, в которые вошли заявления о политике руководства в области безопасности, заявления о политике в области качества, радиационной защиты, о политике относительно употребления наркотиков и алкоголя, о кадровой политике.

- Политика безопасности, осуществляемая в ОП АЭС и направленная на «защиту жизни и здоровья людей, сохранение и охрану окружающей среды...», определяет соответственно основные направления деятельности:

1. Совершенствование системы обеспечения безопасности по направлениям:

- безопасный персонал;
- безопасные методы управления;
- безопасная технология и оборудование.

2. Развитие приверженности персонала АЭС «Культуре безопасности», достижение понимания каждым работником абсолютного приоритета безопасности над производственной необходимостью.

3. Обеспечение системы качества, основанной на:

- совершенствовании структуры управления ОП АЭС, направленной на оптимизацию распределения функций, а также системы взаимоотношений Дирекции ГП НАЭК «Энергоатом» - ОП АЭС;
- осуществлении надзора и контроля исполнения работ;
- подготовке и переподготовке персонала, оценке его компетенции и квалификации.

Для улучшения качества работы с персоналом и контроля состояния производственных помещений и оборудования на АЭС в соответствии с разработанными и утвержденными графиками проводятся обходы и осмотры рабочих мест руководителями АЭС и структурных подразделений, в том числе и в ночные часы.

## **11.8. Партнерские взаимопроверки на уровне подразделений атомных станций**

Анализ практики и опыта эксплуатации АЭС показывает на недостаточный уровень обмена информацией между АЭС по вопросам эксплуатации, повышения безопасности, организации ремонтов и технического обслуживания и т.д. Особенно это заметно на уровне цехов и служб АЭС. В то же время на АЭС имеется ряд наработок по проблемным вопросам, которые могут быть использованы на других станциях для решения аналогичных проблем. С целью организации взаимного изучения и обобщения опыта эксплуатации, установления более тесных рабочих контактов дирекцией Компании было организовано проведение партнерских

взаимопроверок на уровне подразделений атомных станций.

В пояснительной записке к проведению партнерских взаимопроверок, направленной на АЭС, указывалось: «Руководство АЭС и подразделений, персонал подразделений должны исходить из следующего:

- информация, полученная в результате проведения взаимопроверок, будет использована для сравнительного анализа, обобщения и распространения, в первую очередь, положительного опыта эксплуатации, а также для разработки, при необходимости, корректирующих мер как на отдельных АЭС, так и по Компании в целом;
- взаимопроверки не преследуют целей принятия каких-либо санкций, если в процессе проверок будут выявлены какие-либо недостатки;
- руководители и персонал станций и подразделений должны максимально поддерживать атмосферу открытости для получения наилучших результатов.

После определенного периода освоения и понимания целей программы партнерских взаимопроверок, программа была полностью одобрена атомными станциями. Был осуществлен ряд взаимных визитов на уровне основных подразделений АЭС. К сожалению, в 2003г. в силу ряда причин действие программы было приостановлено. При проведении в 2004г. проверок состояния культуры безопасности практически все станции высказали мнение о необходимости возобновления программы партнерских взаимопроверок.

### **11.9. Организация процесса оценки Культуры безопасности**

С целью систематизации и полного прослеживания работ на АЭС, связанных с формированием культуры безопасности назначается координатор подразделения. Это работник, которому руководителем дирекции, службы или подразделения АЭС официально делегированы полномочия координировать работы по развитию. Как уже было сказано, в настоящее время определения состояния индикаторов Культуры безопасности производится методом анкетирования.

Оценивается тенденция изменения следующих характеристик Культуры безопасности:

1. руководящая роль и приверженность безопасности высшего руководства;
2. роль линейного управления с точки зрения безопасности;
3. стратегическая важность безопасности для производства;
4. обеспечение поддержки со стороны организационной структуры;
5. вовлечение работников в процесс повышения безопасности;
6. изучение эксплуатационного опыта;
7. оценка безопасности;
8. взаимное доверие и ответственность руководителей и работников;
- открытость общения;
9. отсутствие конфликта между безопасностью и производством;

10. проявление заботы о персонале со стороны администрации.

Процесс оценки Культуры безопасности на основе опроса персонала состоит из 5 шагов:

- определение проблемных областей;
- выбор приоритетных проблемных областей;
- определение связи между проблемными областями и характеристиками Культуры безопасности;
- определение слабых характеристик Культуры безопасности;
- определение корректирующих действий и их приоритета.

Цель опроса состоит в том, чтобы по результатам оценки определить факторы, влияющие на снижение уровня Культуры безопасности и запланировать корректирующие меры по повышению Культуры безопасности. Координаторы готовят вопросы для оценки Культуры безопасности, определяют количество анкет и варианты ответов. Варианты ответов могут быть, например, такими: (1)- Категорически не согласен; (2)- Не согласен; (3)- Не знаю; (4)-Согласен; (5)- Полностью согласен.

Раздачу анкет в подразделениях производят ответственные - координаторы подразделений. Затем необходимо время на заполнение анкет персоналом подразделений (ответы на вопросы анкеты), сбор анкет, представление их в ОНБ, введение данных анкет в базу данных программы и получение результатов анкетирования. Производится статистическая обработка (примерно 300 ответов). Если обозначить  $X$  - суммарное количество ответов (в процентах) опрошенного персонала, то критерии ответов можно интерпретировать таким образом:

<i>очень хорошо</i>	$85\% < X$
<i>хорошо</i>	$75\% < X < 85\%$
<i>удовлетворительно</i>	$65\% < X < 75\%$
<i>требуется улучшение</i>	$50\% < X < 65\%$
<i>не удовлетворительно</i>	$X < 50\%$

Анкеты являются анонимными и предназначены для оперативного и ремонтного персонала (рабочие, операторы БЩУ, ведущие инженеры, инженеры, мастера, старшие мастера). Проводится анкетирование персонала в нескольких (6-7) подразделениях Дирекции техники и СБиОК с целью последующей оценки Культуры безопасности. Проводится в среднем опрос по 50 работников станции из указанных подразделений, всего порядка 300 – 350 работников. Координаторы подразделений объясняют руководителям и персоналу подразделений, в которых будет проведено анкетирование, цель и сроки опроса, порядок проведения оценки, отметив, что информация, полученная из анкет, поможет улучшить работу на предприятии. Результаты оценки представляются Техническому директору, руководителям подразделений на совещании у Генерального директора АЭС. Делается сравнительная характеристика оценки на АЭС с результатами оценок, проведенной за предыдущий период.

Результаты оценки Культуры безопасности используются для поиска

улучшений работы станции – выполняют координаторы подразделений и передают эту информацию руководителям подразделений. Разработку корректирующих мер для улучшения также выполняют координаторы подразделений и передают эту информацию руководителям подразделений. Утверждение плана мероприятий корректирующих мер производится в принятом на АЭС порядке, утвержденный план доводится до всего персонала и, кроме этого, вывешивается на досках информации. Обычно по результатам анкетирования получается и сопутствующая информация о состоянии социально-психологических факторов на АЭС, отношении персонала к проблемам безопасности и наиболее актуальные проблемы персонала.

### ***Использование внешнего опыта эксплуатации***

Использование внешнего опыта эксплуатации заключается в анализе и применении на АЭС информации о событиях в ядерной промышленности, получаемой с зарубежных АЭС напрямую, через дирекцию Компании, ВАО АЭС, ВНИИ АЭС (РФ).

## **11.10. Оценка состояния культуры безопасности на основе математического моделирования**

Цель раздела – изложить основы математического моделирования потенциально опасных объектов (ПОО) и оценок культуры безопасности ПОО.

### ***11.10.1. Математическое моделирование потенциально опасных объектов.***

Математическое моделирование динамики развития потенциально опасных объектов (прежде всего, АЭС) на основе динамических систем с временными сдвигами, построенных на известных статистических данных об объекте, - важная проблема, позволяющая оценить уровень безопасности объекта и его динамику развития. Одной из таких моделей является предложенная в [67,68] агрегированная динамическая модель развития ядерного энергетического объекта (АЭС, ядерной энергетики страны и т.п.), построенная с учетом запаздывающих и опережающих аргументов системы.

В данной модели учтены негативные воздействия объекта на окружающую среду и их ослабление и ликвидация, динамика развития самого объекта, изменение культуры безопасности на нем и ее влияние на показатели, включая уровень безопасности. Построенная динамическая модель может быть полезной для стратегического и тактического планирования развития объекта любого уровня (блок атомной станции, АЭС, вся отрасль ядерной энергетики и т.д.) на основе результатов ситуационного моделирования на ЭВМ в широком диапазоне варьируемых параметров для всевозможных мыслимых сценариев. А выявленные возможные критические режимы и катастрофы должны быть изучены с целью их недопущения в реальном объекте, для чего необходимо избегать попадания в критические

условия, найденные в вычислительном эксперименте на ЭВМ.

Развитие динамических моделей потенциально опасных объектов позволяет систематизировать знания специалиста, принимающего решения, о критических ситуациях и о взаимовлиянии параметров сложной системы, при которых подобные нежелательные или катастрофические последствия возможны. Кроме того, поскольку в большинстве случаев такие сложные объекты не позволяют построить их точные детерминированные модели ввиду необозримого количества параметров и неизвестности их связей, изучение статистических динамических моделей позволяет выявить определяющие параметры и их связи.

Статистические динамические объекты строятся на основе изучения статистических данных об изучаемом объекте. Такие данные затем используются для построения статистической модели одним из известных методов: агрегированные динамические модели, метод динамики средних, уравнения Колмогорова для статистического ансамбля, обработка данных с помощью регрессионного и факторного анализа, расчет корреляционных функций и энтропийных зависимостей рядов статистических данных и т.д. Могут применяться и другие методы, развитые в статистике и факторном анализе, а также в теории нечетких множеств.

Любой потенциально опасный объект может быть рассмотрен как нелинейная статистическая динамическая модель, представленная набором определяющих взаимосвязанных параметров. Поскольку объект слишком сложен для прямого моделирования, статистические агрегированные динамические модели представляются подходящим инструментом для их изучения.

Например, в общем случае агрегированная динамическая модель может быть представлена в таком виде:

$$\frac{dx_i}{dt} = (N_i - x_i) \cdot (a_{i0} + \sum_{j=0}^n a_{ij} \cdot (N_j - x_j)), \quad (11.1)$$

где:  $x_i$  - параметры модели,  $N_i$  - предельные возможные значения  $i$ -ого параметра,  $a_{ij}$  - коэффициенты, подлежащие определению из статистических данных об объекте,  $n$  - число параметров,  $i=1,2,...,n$ . Строго говоря, в общем случае  $a_{ij}$  могут быть некоторыми функциями времени;  $N_i$  могут варьироваться в соответствии с рассматриваемой проблемой (тактическое или стратегическое планирование, исследование критических ситуаций, предсказание определенных уровней развития, например, по желаемым значениям каких-то параметров и т.п.).

Системы нелинейных обыкновенных дифференциальных уравнений типа (11.1) строятся эвристически, на основе изучения свойств моделируемого динамического объекта. Это делается следующим образом. Вначале дается граф состояний системы, выписываются всевозможные связи состояний и



особенности функционирования системы. Такое описание носит качественный характер, то есть речь идет лишь об особенностях системы, без характеристики конкретных числовых значений параметров.

Например, при увеличении объемов производства падает темп прироста производства, поскольку по разным причинам всегда имеется предел потребления и перепроизводство не планируется как ненужное и вредное явление. Значит, в модели системы по данному параметру должен быть член, который отражает пропорциональность темпа прироста продукта величине разности предела по данному параметру и его текущего значения (можно назвать эту величину запасом до насыщения по данному параметру).

### ***11.10.2. Параметры модели и их пределы***

Итак, с учетом вышеизложенного, будем говорить, что пределы изменения параметров системы (11.1) определяются взаимным влиянием всех параметров системы и их близостью к предельно возможным значениям (свойство насыщения) [69]. Система нелинейных дифференциальных уравнений (11.1) с соответствующими начальными данными позволяет моделировать динамику развития потенциально опасного объекта во времени вплоть до достижения планируемых показателей или режимов, например, режимов насыщения, критических моментов в развитии объекта, катастрофических ситуаций и т.д.

Эти параметры дают возможность судить об основных особенностях системы и рассчитывать характерные численные показатели, которые помогут лицу, принимающему решение, правильно сопоставить различные возможные варианты и затем по результатам проведенного анализа принять оптимальное с точки зрения поставленных критериев управленческое решение.

При этом параметры  $x_i$  могут представлять, к примеру, численность работающего на объекте персонала и управленцев, выход производимого продукта, затраты на ремонт и восстановление, ликвидацию загрязнений окружающей среды и восстановление загрязненных территорий, повышение уровня безопасности, уровень культуры безопасности на объекте и т.д. Переменные, фигурирующие в системе дифференциальных уравнений (11.1), могут изменяться в диапазоне от 0 до  $N_i$  (можно выбрать  $N_0=1$  для простоты, т.к. систему всегда можно нормировать по выбранному масштабу). Здесь мы подразумеваем под величинами  $N_i$  соответствующие предельные значения по каждому из параметров, как обсуждалось выше.

Первый этап в моделировании потенциально опасного объекта состоит в вычислении констант в системе уравнений (11.1) на основе известных статистических данных об изучаемом объекте. Полезно также после этого проверить точность полученной модели на других статистических данных, чтобы убедиться в ее работоспособности. К сожалению, для многих потенциально опасных объектов таких данных недостаточно, поэтому их

моделирование – довольно длительный процесс, в ходе которого происходит проверка и уточнение модели.

Константы в уравнении (11.1) могут рассчитываться разными методами, например, по методу наименьших квадратов. Суть этого этапа в том, чтобы вычислить константы модели, основываясь на требовании достичь минимального рассогласования модели и имеющихся статистических данных об этом объекте. А этап проверки данных предполагает расчет ситуаций, по которым имеются статистические данные, на основе модели с рассчитанными коэффициентами. И далее полученные результаты снова сопоставляются с реальными данными для других известных случаев. Этот процесс носит название отработки и уточнений модели.

Система уравнений (11.1) может быть рассмотрена также при ряде ограничений, налагаемых на нее по разным причинам – природным или (и) производственным, или (и) другим каким-либо. Поэтому дальнейшее рассмотрение модели можно проводить с позиций построения теории управления моделируемым объектом, где управляющие параметры  $a_{ij}(t)$  можно выбирать оптимальными, исходя из каких-либо выбранных критериев. Объект может выходить на заданный режим по установленным критериям или по набору определенных критериев: например, минимальное время выхода на заданный режим, максимальный выход производимого продукта, минимальный вред, наносимый природе и персоналу и т.д.

### ***11.10.3. Стационарные решения и стационарные состояния системы***

Анализ системы (11.1) показывает возможные типы стационарных решений:

$$x_i = N_i, \quad x_i = x_i^*, \quad (11.2)$$

где  $x_i^*$  - решение следующей системы алгебраических уравнений:

$$a_{i0} + \sum_{j=0}^n a_{ij} \cdot (N_j - x_j) = 0. \quad (11.3)$$

Стационарные решения получаются, если в системе дифференциальных уравнений (11.1) положить все левые части равными нулю, что соответствует установившемуся случаю (не зависящему от времени, или иными словами, стационарному).

Очевидно, что стационарное решение (11.2), (11.3) системы уравнений (11.1) значительно проще решения для общего нестационарного случая, и оно выражает выход системы на заданные показатели по каждому из параметров системы. Согласно известным положениям алгебры, если определитель системы (11.3) отличен от нуля, то можно получить единственное решение  $x_i = x_i^*$ . Если детерминант равен нулю, возможны следующие случаи:

- ненулевые миноры  $(n-1)$ -го порядка и значит  $x_i = x_i^*$  -  $(n-1)$  прямая, зависящая от одного параметра (одна из переменных  $x_i$ ).

- миноры  $(n-k)$ -го порядка ненулевые, тогда существует поверхность  $k$ -го порядка  $x_i = x_i^*$  в  $n$ -мерном параметрическом пространстве.

Миноры в алгебре вводятся как определители разной размерности, меньшей, чем общий определитель системы, имеющий наивысший порядок, поскольку в нем присутствуют все члены. Коэффициенты  $a_{ij}$  системы (11.1) необходимо вычислять на основе реальных данных о функционировании моделируемого объекта. Это - проблема регрессионного анализа. Можно, например, определять  $a_{ij}$  по условию минимума среднеквадратичного отклонения решения  $x_i(t)$  от реальных данных объекта  $\tilde{x}_i(t)$ , как указывалось ранее.

#### ***11.10.4. Как построить агрегированную модель ядерного энергетического объекта?***

Начинать построение модели следует с анализа особых точек системы. Анализ особых точек системы дифференциальных уравнений (11.1) очень важен также для решения проблемы управления объектом, которая будет рассмотрена ниже. Рассмотрим далее, как построить обобщенную агрегированную модель ядерного энергетического объекта, вводя следующие определяющие параметры:

$x_1, x_2$  - численность работников и управленцев, соответственно;

$x_3$  - общий выход производимого продукта;

$x_4$  - затраты на ремонт и восстановление объекта;

$x_5$  - затраты на предотвращение загрязнения окружающей среды и ликвидацию последствий от загрязнений;

$x_6$  - уровень культуры безопасности на объекте.

Обобщенная агрегированная модель означает, что в сложной многоплановой системе, какой является, например, ядерный энергетический объект, выбираются наиболее существенные параметры, по которым и строится модель. Такая модель не отражает реального поведения системы с учетом всех ее особенностей, не описывает всех важных параметров системы, но она должна правильно отражать динамику объекта по выбранным параметрам. Можно также сказать, что это - модель верхнего уровня, как, например, дом – издали это – стены, крыша, окна, двери и т.п., с характерными размерами. А вблизи видно, что стены из кирпича, окна имеют рамы и стекла и прочие элементы, двери состоят из досок и т.д. Но это уже второй уровень, более детальный. И таких уровней может быть много.

На основе имеющегося опыта можно определить вначале возможные

связи параметров системы в соответствии со следующим описанием. Предполагая, что уровень культуры безопасности может изменяться в диапазоне  $[0, 1]$ , где  $x_6=0$  соответствует абсолютно невозможному в практике случаю полного отсутствия культуры безопасности, а  $x_6=1$  отвечает идеальному случаю предельно возможного наивысшего уровня культуры безопасности (дальнейший рост невозможен, также идеальный случай).

Тогда далее, если все параметры системы отнесены к их предельным значениям, то, принимая во внимание все известные из практического опыта взаимосвязи параметров, можно представить модель потенциально опасного объекта (11.1) в следующем безразмерном виде:

$$\frac{dy_1}{dt} = [b_{10} + b_{11}(1 - y_1) + b_{12}(1 - y_2) + b_{13}(1 - y_3)](1 - y_1),$$

$$\frac{dy_2}{dt} = [b_{20} + b_{21}(1 - y_1) + b_{22}(1 - y_2) + b_{23}(1 - y_3)](1 - y_2),$$

$$\frac{dy_3}{dt} = [b_{30} + b_{31}(1 - y_1) + b_{32}(1 - y_2) + b_{33}(1 - y_3) + b_{34}(1 - y_4) + b_{35}(1 - y_5) + b_{36}y_6](1 - y_3)$$

$$\frac{dy_4}{dt} = [b_{40} + b_{43}(1 - y_3) + b_{44}(1 - y_4) + b_{45}(1 - y_5) + b_{46}y_6](1 - y_4), \quad (11.4)$$

$$\frac{dy_5}{dt} = [b_{50} + b_{53}(1 - y_3) + b_{54}(1 - y_4) + b_{55}(1 - y_5) + b_{56}y_6](1 - y_5),$$

$$\frac{dy_6}{dt} = [b_{60} + b_{61}(1 - y_1) + b_{62}(1 - y_2) + b_{63}(1 - y_3)](1 - y_6),$$

где:  $y_i = x_i / N_i, b_{ij} = a_{ij} N_j, b_{i0} = a_{i0}, y_6 = x_6$ .

Здесь предполагается ограничение вида  $N_4 + N_5 \leq N_3$ . Для безразмерного времени  $t$  выбирается некоторый характерный интервал  $T$ . Ограничения, налагаемые на параметры системы, могут быть самыми разными – в зависимости от характера поставленной задачи. Например, ограничение вида  $N_4 + N_5 \leq N_3$  означает ограниченность финансовых ресурсов, выделяемых на ремонт и восстановление объекта, а также на предотвращение загрязнения окружающей среды и ликвидацию последствий от загрязнений.

### **11.10.5. Показатели уровня безопасности объекта**

Показатель уровня безопасности объекта необходимо разработать на основе имеющихся данных об объекте и его потенциальной опасности для людей и окружающей природной среды.

В данном случае, нами предлагается оценивать уровень безопасности в виде:

$$V = q \frac{1 + \alpha_1 y_1 + \beta_1 y_2}{1 + \alpha_2 y_1 + \beta_2 y_2} \cdot \frac{y_3 y_4 y_6}{y_5}, \quad (11.5)$$

где  $q$  - параметр, характеризующий текущий уровень общественного производства,  $\alpha_i, \beta_i$  - коэффициенты. Очевидно, пропорциональность уровня безопасности текущему уровню общественного производства объясняется тем, что чем выше уровень общественного производства, тем больше средств контроля и диагностики состояния объекта, больше возможностей избежать критических ситуаций и отклонений в работе объекта за счет применения более совершенной техники, приборов, более высокой культуры безопасности и т.д.

Предложенное соотношение (11.5) показывает, что при  $y_3, y_4, y_6 \rightarrow 0$  получается  $V \rightarrow 0$ , а при  $y_5 \rightarrow 0$  получается  $V \rightarrow \infty$ . При  $y_1, y_2 \rightarrow 0$  индикатор общего уровня безопасности определяется не только числом персонала, но также уровнем как индивидуальных, так и социальных интересов. Таким образом, построенная модель не противоречит здравому смыслу, имеющимся представлениям об основных особенностях функционирования и проявления объекта и правильно отражает его наиболее общие свойства. Это и есть признаки правильно построенной агрегированной обобщенной модели.

#### ***11.10.6. Задача измерения культуры безопасности***

Показатели уровня безопасности объекта напрямую зависят от уровня культуры безопасности на данном объекте, который зависит от текущего уровня культуры общества в целом и многих других факторов. Попытаемся построить принципы оценки культуры безопасности, которая влияет на состояние безопасности объекта и, в свою очередь, определяется как общим уровнем культуры общества в целом и культуры сотрудников объекта, в частности, так и уровнем развития объекта (уровнем производства, например, через размер средств, выделяемых на развитие культуры безопасности и ее контроль).

Посмотрим, как можно развить теорию и приложения такого направления как измерение культуры безопасности и ее использование в разработке агрегированных моделей потенциально опасных объектов.

#### ***11.10.7. Показатели, параметры и индикаторы культуры безопасности.***

При рассмотрении задачи измерения культуры безопасности на основе математического моделирования, в соответствии с принципами выделения латентных переменных, изложенных в гл.4 возможно выделить следующие показатели, параметры и индикаторы культуры безопасности:

## **Показатели культуры безопасности**

1. Уровень компетенций.
2. Рабочая атмосфера.
3. Позиция отдельных лиц.
4. Освещение опыта эксплуатации.
5. Отношение к безопасности.
6. Отношение к производству.
7. Отношения между работниками.
8. Обеспечение качества эксплуатации.
9. Управление безопасностью.
10. Контроль над действиями, связанными с безопасностью.

## **Переменные (параметры) культуры безопасности**

1. Состояние проведения профотбора.
2. Состояние подготовки персонала.
3. Состояние разделения функций и обязанностей.
4. Соответствие выполняемых обязанностей должностной инструкции (ДИ).
5. Соответствие компетенции функциональным обязанностям.
6. Освещение опыта в области безопасности на предприятии и вне его.
7. Эффективность обратной связи от опыта эксплуатации.
8. Развитие субъективных побудителей и практических усилий направленных на самореализацию в труде.
9. Фактическое трудовое поведение.
10. Субъективное восприятие труда как источника благ и потребление.
11. Состояние групповой солидарности.
12. Состояние социально психологического климата.
13. Состояние состязательности.
14. Состояние с внедрением системы управления охраной труда (СУОТ).
15. Состояние внедрения системы качества.
16. Состояние системы аудита качества и безопасности.
17. Ресурсы (персонал, средства).
18. Состояние системы надзора и контроля (уровень руководства).
19. Приверженность культуре безопасности на индивидуальном уровне.
20. Планирование, контроль и поддержка.
21. Укомплектованность методиками анализов и изменений.
22. Учет результатов анализов, НИР и т.д. в последующей работе.
23. Обеспечение требуемого уровня контроля.
24. Анализ нарушений и ошибок.

## **Индикаторы культуры безопасности (отчетные данные)**

1. Качество работы (индивидуально).
2. Личные мотивы и установки безопасности.
3. Дисциплинированность.

4. Понимание обязанностей и своей роли в безопасности.
5. Понимание обязанностей ближайших коллег и руководителей.
6. Оценки и самооценки компетенций.
7. Количество событий (нарушение работы блока).
8. Показатель эффективности использования установленной мощности.
9. Коэффициент готовности к несению номинальной нагрузки.
10. Готовность систем безопасности.
11. Количество радиоактивных выбросов и сбросов в окружающую среду.
12. Количество несчастных случаев.
13. Показатели аварийной готовности персонала.
14. Показатели эффективности обратной связи от опыта эксплуатации.
15. Межличностное общение.
16. Ценностные ориентации.
17. Наличие должностных инструкций.
18. Наличие документации на все процессы и оборудование.
19. Наличие инструкций по охране труда.
20. Наличие программ подготовки на должность.
21. Наличие необходимых ресурсов на повышение безопасности.
22. Наличие ресурсов на подготовку персонала.
23. Показатель обеспечения качества эксплуатации.
24. Своевременность проведения аттестаций.
25. Гласность процедур аттестаций.
26. Проведение семинаров, конференций и других мероприятий по безопасности и качеству.
27. Ведение и доступность для персонала БД по нарушениям.
28. Проведение проверок и самопроверок.
29. Проведение миссий МАГАТЭ.
30. Проведение аудитов качества и охраны труда.
31. Участие в миссиях и комиссиях.
32. Наличие требований к поставщикам услуг и комплектующих.
33. Укомплектованность опытным персоналом.
34. Наличие и соответствие заявления о политике.
35. Поощрение позиций ведущих к повышению безопасности.
36. Укомплектованность персоналом УТЦ.
37. Наличие (выполнение) работ по программам, которых нет в регламенте.
38. Наличие на рабочих местах инструкций по ликвидации аварий.
39. Наличие отчетов по анализу ошибок персонала.
40. Наличие рабочих процедур (техпроцессов), включая ремонтные и подрядные организации.
41. Социометрическая когерентность (коммуникативность).
42. Социометрическая напряженность.
43. Сплоченность персонала (межличностные отношения).

44. Разобщенность персонала.
45. Другие социометрические индексы.
46. Документирование работы.
47. Оформление работ нарядом.
48. Показатель незапланированной срабатываний АЗ.
49. Коллективная доза облучения персонала.
50. Наличие и знание инструкций (ИЛА).
51. Обучение (количество и качество курсов, переподготовка, семинары и т.п.) и подготовка персонала.
52. Обучение и подготовка руководителей.
53. Количество комплексных тренировок по ликвидации аварийных ситуаций.
54. Отчеты по анализу технического состояния и их доступность для персонала.
55. Наличие методики обеспечения нужной степени контроля и надзора.

Всего, на взгляд авторов, возможно выделить: показателей ( $Y_i$ ) – 10, где  $i = 10$ , переменных ( $X_j$ ) – 24, где  $j = 24$ , индикаторов ( $Z_k$ ) – 55, где  $k = 55$ . В соответствии с ранее изложенной теорией, каждый показатель может быть представлен в виде функции от зависимых переменных:

$$Y_i = F(X_j),$$

где в свою очередь аргумент  $X_j$  есть некоторая функция зависимых индикаторов:

$$X_j = \Phi(Z_k)$$

Каждый из индикаторов имеет свой диапазон измерений, причем некоторые могут принимать только бинарные значения.

Пример:

$$Y_1 = F(X_1 - X_{12}, X_{16}, X_{17})$$

Рассмотренный пример показывает сложность проблемы описания составляющих культуры безопасности и ее количественного измерения. Однако из этого примера видны пути дальнейших исследований. Далее необходимо уточнять и дополнять разработанные показатели, параметры и индикаторы с учетом получаемых результатов моделирования для достижения максимального соответствия результатов моделей реальным параметрам объекта в его динамике. Такая работа может быть выполнена с анализом существующей статистики современными математическими методами.

Здесь мы привели лишь один из возможных вариантов групп показателей, параметров и индикаторов безопасности, очевидно, возможны и другие варианты, которые необходимо ранжировать и отрабатывать. Вообще, разработка параметров и критериев оценки безопасности и в том числе культуры безопасности – одна из самых сложных задач системного анализа безопасности. Работа по поиску методики измерения культуры безопасности и ее учета в общих агрегированных моделях потенциально опасных объектов



для исследования взаимосвязи и взаимного влияния параметров объекта и культуры безопасности – важный раздел современной культуры безопасности.

#### **11.11. Измерение культуры безопасности на основе теории социального поля**

Измерение культуры безопасности на основе теории социального поля также как и предыдущая теория агрегированных моделей может рассматриваться как перспективное направление дальнейших исследований. Действительно, если пробным зарядом поля культуры безопасности может быть нарушение или инцидент (а значит и комплексные тренировки), то измеренной реакцией системы (поля культуры безопасности) должны быть оцененные действия персонала. Должны учитываться неправильные действия персонала, которые явились причиной нарушения, а также те, что были допущены в переходных режимах при нарушениях в работе АЭС. Описанный в гл.4 *показатель аварийной готовности персонала*, зависящий от трех переменных: уровня подготовки персонала ( $K_{ур.подг}$ ), готовности персонала к ликвидации нарушений ( $K_{г.пер}$ ), аварийной готовности оперативного персонала ( $K_{АГП}$ ) является одним из вариантов такой трактовки уровня культуры безопасности. Задача исследования должна заключаться в выводе однозначных зависимостей и может быть решена на основе исследования статистических данных и соотношения их с оценками экспертов в предыдущих миссиях.

#### **11.12. Измерение культуры безопасности на основе многофакторного статистического анализа**

Как и в предыдущих двух пунктах, решение задачи может быть направлением перспективных исследований в обработке имеющейся статистики по изменениям индикаторов безопасности. Выделение главных компонент, их идентификация и построение многомерной функции должно стать целью решения задачи.

### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Объясните, для чего служат индикаторы культуры безопасности.
2. Приведите примеры индикаторов, которые, с Вашей точки зрения, служат для самооценки приверженности культуре безопасности на уровне личности.
3. Объясните принципы оценки состояния культуры безопасности методом анкетирования.
4. Назовите результаты предыдущих оценок культуры безопасности на АЭС.
5. Объясните теорию методов экспертного оценивания при анализе проблем безопасности.
6. Объясните логико-функциональную схему проведения экспертизы.
7. Объясните метод формирования экспертной группы.
8. Сформулируйте нахождение рационального количества экспертов в группе.
9. Перечислите оценки состояния культуры безопасности на основе миссий "OSART".
10. Объясните суть партнерских взаимопроверок на уровне подразделений атомных станций.
11. Объясните организацию процесса оценки Культуры безопасности.
12. Объясните оценку состояния культуры безопасности на основе математического моделирования.
13. Объясните как построить агрегированную модель ядерного энергетического объекта.
14. Назовите показатели уровня безопасности объекта.
15. Сформулируйте задачу измерения культуры безопасности.
16. Назовите показатели, параметры и индикаторы безопасности.
17. Объясните принципы измерения культуры безопасности на основе теории социального поля.
18. Объясните принципы измерения культуры безопасности на основе многофакторного статистического анализа.

## ГЛАВА 12. РАЗВИТИЕ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ

Все организации, участвующие в ядерной деятельности, одинаково заинтересованы в поддержании и повышении культуры безопасности, однако среди них имеются большие различия в том, как они понимают концепцию культуры безопасности и какие действия надо предпринимать для повышения культуры безопасности. Такие различия могут отражать различные уровни осведомленности в организациях в отношении воздействия на культуру безопасности социальных установок и поведенческих факторов. На каждой АЭС существует утвержденная программа развития Культуры безопасности, в которой отражается текущий уровень на момент ее разработки, четко формулируются ближайшие цели и стратегия развития.

### 12.1. Философия безопасности

История аварий и катастроф исчисляется десятками тяжелых техногенных аварий, которые запомнились людям по каким-то причинам: масштабностью разрушений, количеством пострадавших или их неожиданностью - малой вероятностью происхождения. Изучая материалы расследования таких аварий, приходишь к выводу о сходствах развития аварий и их последствий (ликвидации в том числе) часто независимо от типа опасного объекта. Эти сходства почти всегда определяются общностью основных принципов организации безопасности - **философией безопасности**.

Русский академик Легасов В.А. так говорил о причинах аварии на ЧАЭС и больших выбросах радиоактивности при этом: "Дело именно в философии безопасности. Если бы философия безопасности была бы правильной, то технические решения под эту вот философию, конечно бы наши специалисты находили, потому, что они грамотные специалисты, умные люди, умеют считать и делать прочие вещи". В данном случае речь шла о наличии над реакторной установкой герметичного объема - контайнмента, куда выходят радиоактивные вещества в случае разгерметизации реакторной установки. Ученый признал основной причиной аварии на ЧАЭС нарушения основных принципов организации безопасности, т.е. неправильную философию безопасности, которая существовала на то время в нашей стране. Известно, что впоследствии, в Докладе Международной консультативной группы по ядерной безопасности МАГАТЭ, коренные причины аварии на ЧАЭС определены как нарушения **культуры безопасности** АЭС. Известно также, что **культура безопасности** впоследствии была принята МАГАТЭ как философия безопасности атомных станций.

В истории развития основных принципов обеспечения техногенной безопасности просматриваются четыре этапа. Каждому этапу развития безопасности соответствует определенная философия безопасности. То есть, рассматривая историю развития безопасности можно выделить следующие типы философии безопасности:

- обеспечение 100% безопасности,
- риск - ориентированный подход (РОП),
- культура безопасности - современная философия безопасности АЭС,
- рентабельная безопасность - философия рыночных отношений.

Не уменьшая значения первоначальных принципов безопасности, отметим, что современной философией безопасности является «Культура безопасности», - философия, основанная на воспитании мотивов "безопасного поведения (действий)" персонала. Эта новая концепция обеспечения безопасности на основе принципов "Культуры безопасности" зародилась в начале нового века. Сущность Культуры безопасности заключается в достижении того, чтобы внимание безопасности уделялось и организациями, и отдельными лицами. Формируется общая психологическая настроенность на безопасность, которая допускает самокритичность и самопроверку, исключает благодушие и предусматривает развитие чувства персональной ответственности и общего саморегулирования в вопросах безопасности. По определению, **Культура безопасности** - это такой набор характеристик и особенностей деятельности организаций и поведения отдельных лиц, которой устанавливает, что проблемам безопасности, как тем, что обладают высшим приоритетом, отводится внимание, обусловленное их значимостью.

Уже из определения ясно, что эта философия требует глубоких знаний безопасности производства. Более того, необходимо добиваться того, чтобы знания перешли в **убеждения**, которые ложатся в основу **мотивации** всех действий персонала опасного производства от простого исполнителя до директора. Из психологии известно, что добиться такого поведения работников в интересах производства - сложная задача. Пути ее решения проходят через профессиональный отбор, обучение и воспитание, действенные экономические стимулы. В сущности, рассматривается возможность отношения работника к работе и безопасности как к своим личным делам. Основой этого есть, прежде всего, высокий профессионализм, глубокие знания, длительный процесс воспитания именно культуры безопасного поведения. Эта философия безопасности предполагает большие затраты на профотбор и подготовку персонала.

По мнению российских ученых устойчивость работы АЭС (ОПО) в рыночных условиях необходимо рассматривать в еще более общем виде, с учетом стоимости мероприятий по безопасности и ущерба от возможных угроз. Такой подход соответствует принципу ALARA и является наиболее общим. АЭС, работающие в рыночных условиях, нуждаются в *рентабельной безопасности*, в проведении экономически эффективных модернизаций всех производственных процессов. Это совсем новая философия безопасности. Нужны системы и механизмы управления, связанные со стоимостью риска и экономическими выгодами от снижения риска. В этом новом для атомной энергетики направлении начинают работать российские и зарубежные специалисты.

Анализируя фактическое состояние процессов регулирования безопасности на Украине, можно увидеть отображение только самых старых принципов, включая принцип плановой экономики - «обеспечения 100% безопасности» даже в действующем законодательстве. Более передовая философия «культуры безопасности» работает пока только в ядерной отрасли. К сожалению, новые принципы: риск – ориентированного подхода, культуры безопасности, операционного риска внедряются с большим трудом, что оборачивается потерями, как для предприятия, так и для государства.

## **12.2. Стадии развития культуры безопасности**

Деятельность по развитию Культуры безопасности осуществляется с целью непрерывного повышения безопасности АЭС путем совершенствования управления и отношений персонала к безопасности, обеспечивающих безопасное и правильное выполнение работ, создание атмосферы открытости и взаимоуважения.

В развитии культуры безопасности, как отмечается в докладе МАГАТЭ №11 [38], можно выделить три стадии, рис.12.1, каждая из которых отличается различной степенью осознания влияния социальных установок и поведенческих факторов и различной степенью готовности воспринимать это.

***Стадия 1 – безопасность, основанная исключительно на соблюдении требований правил и инструкций.***

На этой стадии организация рассматривает безопасность как требование, налагаемое извне, а не как элемент руководства ее деятельностью, который приведет организацию к успеху. Внешние требования – это требования правительства страны, региональных властей или регулирующих органов. Осведомленность о влиянии поведенческих мотивов и социальной установки персонала низка, не проявляется желания учитывать эти аспекты. К безопасности относятся в основном как к техническому вопросу; достаточным считается простое соблюдение норм и правил.



Рис. 12.1. Стадии развития культуры безопасности

Для этой стадии характерны следующие признаки:

- проблемы не прогнозируются: организация реагирует на них по мере их возникновения;
- плохо налажена связь между разными подразделениями и службами;
- подразделения и службы ведут себя как полуавтономные образования; сотрудничество между ними, в том числе в принятии решения, находится на низком уровне;
- решения, принимаемые подразделениями и службами, сосредотачиваются, в основном, на необходимости соблюдения требований правил;
- персонал, допускающий ошибки, подвергается наказанию за нарушения правил;
- конфликты не разрешаются; подразделения и службы конкурируют друг с другом;
- роль руководящего звена сводится к визированию правил, понуждению персонала и ожиданию результатов;
- мало кто в организации способен прислушаться к мнению или изучить опыт другого члена этой же организации. То же самое относится к мнению и опыту извне. В случае критики такая организация занимает оборонительную позицию;
- к безопасности относятся как к досадному, но неизбежному требованию;

- к регулирующим органам, к заказчикам, поставщикам, подрядчикам относятся с осторожностью либо с враждебностью;
- люди рассматриваются как "детали системы" – их характеристика и ценность определяется только тем, что они делают;
- краткосрочные выгоды ставятся превыше всего;
- отношения между руководством и исполнителями враждебные;
- осознание процессов работы или бизнеса находится на низком уровне либо отсутствует полностью;
- люди поощряются за послушание и за результаты, невзирая на долгосрочные последствия.

***Стадия 2 – целью организации становится высокий уровень безопасности.***

Руководство организации осознаёт важность высокого уровня безопасности даже в отсутствии давления извне, возрастает понимание поведенческих аспектов, хотя они часто не учитываются в методах управления безопасностью, которые ограничиваются техническими и методическими решениями. Организация начинает интересоваться причинами того, что рост уровня безопасности прекратился, и проявляет желание воспользоваться советами других организаций:

- организация сосредотачивается, в основном, на повседневных вопросах, мало что делается с точки зрения выработки стратегии;
- руководство организации поощряет развитие общения между различными подразделениями и службами и создание смешанных групп;
- старшее руководство действует коллективно и начинает координировать решения, принимаемые на уровне подразделений и служб;
- принимаемые решения нередко концентрируются на снижении затрат и совершенствовании функций;
- реакция руководства на ошибки выражается во введении более жёсткого контроля за счёт новых процедур и переподготовки персонала. Попытки применяются несколько реже;
- организация в некоторой степени становится восприимчивой к получению опыта других организаций, в особенности в виде новых методик и более прогрессивных методов;
- роль руководства рассматривается с точки зрения применения методов управления, например управление с помощью метода оценки эффективности;
- безопасность, затраты и рентабельность рассматриваются как факторы, отрицательно влияющие друг на друга. Считается, что безопасность увеличивает затраты и снижает рентабельность;
- отношения организации с регулируемыми органами, заказчиками, поставщиками и подрядчиками скорее отчужденные, чем

близкие; подход организации к партнерам осторожен – доверие нужно заслужить;

- важным является достижение или превышение краткосрочных заданий по прибыли. Персонал поощряется за превышение заданий вне зависимости от долгосрочных результатов;
- отношения между руководством и исполнителями напряжённые; мало проявляется доверия и уважения;
- растёт понимание влияния фактора культуры на рабочем месте. Отсутствует понимание того, почему дополнительные меры контроля не приводят к ожидаемому повышению показателей безопасности.

***Стадия 3 – всегда существует возможность повышения уровня безопасности.***

На этой стадии организация восприняла идею непрерывности совершенствования и применяет эту концепцию к показателям безопасности. Большое внимание уделяется вопросам общения, подготовки персонала, стилю руководства, повышению продуктивности и эффективности. Каждый в организации имеет возможность внести в это свой вклад. Персонал понимает влияние поведенческих мотивов на безопасность, предпринимаются меры к улучшению поведения.

Для этой стадии характерны:

- организация начинает действовать в направлении определённой стратегии, фокусируясь на достижении долговременных целей, не забывая при этом о настоящем положении. Она прогнозирует возникновение проблем и ликвидирует их причины до того, как проблемы появятся;
- персонал хорошо понимает процессы производства или бизнеса, которыми занимается организация, и оказывает помощь руководству в управлении этими процессами;
- персонал признаёт и точно определяет необходимость сотрудничества между подразделениями и службами, получая в этом поддержку руководства, которое признаёт необходимость сотрудничества, а также ресурсы, которые нужны для сотрудничества;
- решения принимаются с полным сознанием их влияния на процессы производства или бизнеса, а также на подразделения и службы;
- задачи по повышению безопасности не вступают в конфликт с задачами по повышению эффективности, то есть безопасность не приносится в жертву достижению высоких производственных показателей;
- практически все ошибки рассматриваются с точки зрения изменчивости рабочих процессов. Важнее понять то, что произошло, нежели найти виновного. Это понимание используется в целях модификации производственных процессов;



- признаётся наличие конфликтов, которые стараются устранить, находя взаимовыгодные решения;
- роль руководства рассматривается как обучающая, направленная на улучшение показателей работы персонала;
- высоко оценивается способность изучать опыт других – как в самой организации, так и за ее пределами, предоставляется специально отведенное время для адаптации полученного опыта в организации с целью повышения показателей работы;
- безопасность и производственная деятельность рассматриваются по взаимной связи;
- изучаются и анализируются краткосрочные показатели работы с целью улучшения долговременных показателей;
- отношения между руководством и исполнителями основываются на уважении и поддержке;
- отношение к персоналу уважительное, высоко оценивается вклад персонала в совершенствование работы;
- организация поощряет не только тех, кто «производит», но и тех, кто осуществляет поддержку работы других. Персонал поощряется как за совершенствование рабочих процессов, так и за высокие результаты.

Нельзя спрогнозировать, сколько времени займёт освоение всех стадий развития культуры безопасности. Мировой опыт показывает, что время, необходимое для осуществления изменений может быть длительным, люди должны быть подготовлены к таким изменениям. Слишком большое количество инициатив в течение сравнительно короткого времени может оказать дестабилизирующее воздействие на организацию. Важно понять, что организация, заинтересованная в повышении культуры безопасности, должна заниматься этим и её не должно отпугивать то, что процесс будет постепенным.

### **12.3. Практические подходы к различным стадиям развития культуры безопасности**

Создание высокой культуры безопасности равнозначно созданию эффективно действующей организации. Практическое развитие принципов культуры безопасности – сложный многогранный процесс. Этот процесс начинается с высшего руководства организации, развивается в зависимости от уделяемого к нему внимания и прекращается при потере к нему интереса со стороны руководителей.

При организации работы руководство должно быть уверено, что отдельные работники и коллектив в целом, способны на достижение более высоких стандартов культуры безопасности по сравнению с достигнутыми, и поддержат поставленные цели.

Сложность процесса изменения культуры исключает наличие каких-либо универсальных рекомендаций. Приведены некоторые общие советы

относительно практических подходов, которые могут оказаться особенно полезными на каждой из трех стадий.

- *Стадия 1*

- старший руководящий состав привержен повышению уровня безопасности и имеет общую точку зрения по этому вопросу;
- старший руководящий состав формулирует политику в области безопасности или проводит ее пересмотр и доводит эту политику до сведения персонала;
- руководители вырабатывают набор мер по повышению безопасности и анализируют статистические данные для того, чтобы выявить тенденции. Руководители делятся полученной информацией с персоналом;
- проводятся совместные собрания руководящего состава и исполнителей для обсуждения вопросов безопасности в дружеском духе;
- руководящие работники вводят в практику регулярный пересмотр и проверки системы обеспечения безопасности для выявления областей, нуждающихся в улучшении;
- старший руководящий состав сотрудничает с регулирующими органами, для того, чтобы сообщать им о предпринимаемых инициативах;
- руководители обращаются к исполнителям за советами по повышению безопасности.

- *Стадия 2*

- старший руководящий персонал объясняет остальным руководящим работникам то, что ценности, позиции и поведение исполнителей являются важными факторами в достижении высоких показателей безопасности, и помогает исполнителям внести свой вклад в повышение безопасности;
- руководящие сотрудники, сообщая исполнителям информацию о тенденциях развития характеристик безопасности, используют позитивные индикаторы, рассказывают исполнителям о других организациях, которые достигли успеха в повышении уровня безопасности, чтобы показать, что это возможно;
- руководящие работники добиваются активного вовлечения исполнителей в повышение безопасности;
- старший руководящий состав доводит до сведения руководящих сотрудников значимость человеческих факторов и вводит в действие анализ коренных причин;
- старший руководящий состав вводит в действие позитивные меры по повышению уровня безопасности;
- руководящие работники вводят в действие практику самостоятельной оценки уровня безопасности и обеспечивают наличие комплексной программы корректирующих действий.

- *Стадия 3*

- старший руководящий состав сохраняет готовность учиться у других организаций и создаёт для этого систему. Он признаёт влияние процессов обучения на уровень безопасности;

- руководящие сотрудники подвергают пересмотру задачи в области повышения безопасности и сохраняют готовность к возможным улучшениям;

- руководящие работники сотрудничают с поставщиками и подрядчиками в направлении повышения их уровня безопасности;

- старший руководящий состав вводит в обращение индикаторы культуры организации (например, требования по административно-хозяйственной работе, по отчетности об инцидентах, которые могли бы вызвать, но не вызвали серьезные последствия), оказывающие влияние на уровень безопасности;

- старший руководящий персонал проводит сравнение своей организации со сторонними организациями, выбранными в качестве эталона;

- старший руководящий персонал поддерживает общение с общественностью по вопросам безопасности;

- руководящие работники стимулируют исполнителей к оказанию помощи в деле дальнейшего усовершенствования существующих процессов.

Фундаментальным требованием является наличие явной и искренней приверженности высшего руководящего состава повышению уровня безопасности. Руководители более низкого уровня должны знать не только как мотивировать своих сотрудников к работе, но и как избежать отрицательной мотивации.

## **12.4. Влияние национальной культуры**

В работе по повышению культуры безопасности необходимо уделять внимание особенностям национальной культуры. В некоторых странах могут существовать значительные культурные различия даже между отдельными регионами. Особенности национальной культуры могут усилить или ослабить влияние факторов, ассоциирующихся с высоким уровнем культуры безопасности. Например, в рамках национальной культуры, основанной на принципах административно-командной системы, возможно добиваться строгого соблюдения правил и чёткого выполнения приказов. С точки зрения повышения культуры безопасности это может считаться положительным фактором. С другой стороны, слепое и беспрекословное выполнение указаний может привести к серьёзным проблемам в области безопасности в случае какого-либо не прогнозированного изменения уровня опасности в ходе эксплуатации.

Понимание значительных различий национальных культур важно при осуществлении международных проектов по контракту «под ключ». В такой проект поставщик услуг может привнести свою национальную культуру, как с точки зрения самих проектных работ, так и с точки зрения методик, причем эти точки зрения могут не полностью соответствовать культуре той страны,

где осуществляется проект. Такие несоответствия могут в будущем оказаться потенциально опасными для уровня безопасности этого проекта. Учет особенностей национальной культуры помогает использовать преимущества ее сильных сторон, не тратя сил на борьбу с богатыми и многообразными культурными традициями мира.

## **12.5. Характерные практические подходы к совершенствованию культуры безопасности**

Практические подходы, используемые старшим руководящим персоналом, заключаются в подлинной и зримой приверженности повышению безопасности на примере личного поведения, иначе невозможно убедить остальных сотрудников в важности обеспечения безопасности по сравнению с другими, стоящими перед организацией проблемами. Практические подходы к совершенствованию культуры безопасности приведены ниже.

*Прогностический анализ риска.* Это анализ риска ошибок и их последствий во время подготовительной фазы профессиональной деятельности, что способствует лучшему пониманию и общению между различными службами организации.

*Обучение на ошибках.* Ошибки, прежде всего, должны рассматриваться, как ценная возможность улучшить работу за счёт полученного опыта и извлечённых уроков. Важно поощрять у сотрудников чувство уверенности в том, что они могут доложить руководству об ошибках, ничего не скрывая и не опасаясь наказания. Опыт показывает, что количество событий, о которых будет доложено, на начальном этапе может увеличиться и только в дальнейшем количество событий, вызванных конкретной причиной начнёт уменьшаться благодаря приобретению опыта в решении выявленных проблем. Этот подход не исключает возможности применения организацией мер дисциплинарного воздействия в случае умышленного пренебрежения обязанностями или халатности.

*Анализ событий в глубину.* Это анализ тех событий, которые не привели к ощутимым последствиям, но могли привести. В проведении анализа очень важным является участие сотрудников, участников событий, их нужно стимулировать к тому, чтобы они высказали свои предложения по корректирующим и превентивным мерам. Руководство должно чётко заявить о том, что культура безопасности не обязательно является культурой «нулевого уровня ошибок», что культура безопасности является скорее процессом обучения, опирающимся на гласность и учёт опыта для достижения улучшений.

*Способность к самообучению.* Повышение безопасности опирается как на действия, предпринимаемые в ответ на имевшие место события (ответное реагирование), так и на способность организации определить природу и причины развивающихся событий и осуществить эффективное вмешательство с целью предотвратить их (упреждающее реагирование).

Организации, использующие такие процессы, называют самообучающимися, они способны адаптироваться к внешним и внутренним непредвиденным обстоятельствам, что повышает эффективность их работы. На всех уровнях организации следует стимулировать развитие чувства хозяина.

*Роль подготовки персонала в продвижении позитивной культуры безопасности.* Система подготовки персонала может внести существенный вклад в понимание вопросов безопасности и в развитие соответствующих навыков. Потребности в подготовке определяют, проводя анализ сложности работы по рабочим местам, а также учитывая результаты оценок риска и опасности.

*Вклад персонала в повышение безопасности.* Этот вклад будет наиболее активным при условии участия самих сотрудников, поскольку индивидuum проявляет личный интерес в вопросах своей личной безопасности. Примерами участия персонала могут быть группы по повышению культуры безопасности, комитеты и собрания по безопасности, конференции.

*Активное участие поставщиков услуг.* Сотрудникам компаний-поставщиков услуг нужно уделять такое же внимание и давать такую же подготовку в области культуры безопасности, что и персоналу эксплуатирующей организации.

*Работа с общественностью по вопросам безопасности.* Ядерная энергетика является предметом полемики, поэтому очень важно, чтобы общественность была уверена в её безопасности (информирование, регулярные встречи, экскурсии на АЭС).

*Процессы самооценки.* Это использование программ самооценки в качестве обратной связи в целях поддержания и развития своего потенциала управления безопасностью.

*Комплексная оценка безопасности.* Это комплексное и согласованное рассмотрение технических проблем, роли человеческого фактора и организационных аспектов.

*Показатели характеристик безопасности.* Традиционно в большинстве организаций производится регистрация числа аварий и связанных с безопасностью событий. Хотя это и позволяет получить важную информацию о тенденциях, но применение только таких показателей может оказать дестабилизирующее воздействие на персонал. В некоторых организациях в качестве дополнения к традиционным показателям используются более конструктивные показатели: процентные отношения предложений сотрудников по культуре безопасности, совещаний по культуре безопасности, выполненных мероприятий по совершенствованию культуры безопасности и т.д.

## **12.6. Оценка прогресса в развитии культуры безопасности**

Для оценки культуры безопасности не существует никакого комбинированного критерия и в связи с многогранной природой культуры безопасности маловероятно, что когда-нибудь он будет найден. Для оценки

прогресса в развитии культуры безопасности возможен базовый диапазон показателей, которые отражают индивидуальные компоненты культуры:

*Поведенческие критерии.* Определяются путём серии наблюдений за общими видами деятельности, за конкретным лицом или группой лиц за какой-то период времени.

*Отношенческие критерии.* Изучение отношения сотрудников путём проведения различных видов опросов. Результаты исследований отношений могут быть сопоставлены с результатами наблюдения за поведением в целях определения необходимых корректирующих мер по повышению безопасности.

*Критерии восприятия или убеждения.* Определяются с помощью современных психометрических методов для оценки подсознательных убеждений. Измерить эти критерии трудно и обычно наблюдение за поведением сотрудников и изучение их отношений дают достаточно информации для оценки изменений в культуре.

Информация, полученная в результате наблюдения за поведением сотрудников или их отношений, может стать важным признаком того, успешно ли развивается культура безопасности; может использоваться для подтверждения эффективности конкретных действий руководства в области безопасности.

Процесс развития Культуры безопасности может быть представлен как циклический процесс совершенствования отношений, рис. 12.2.

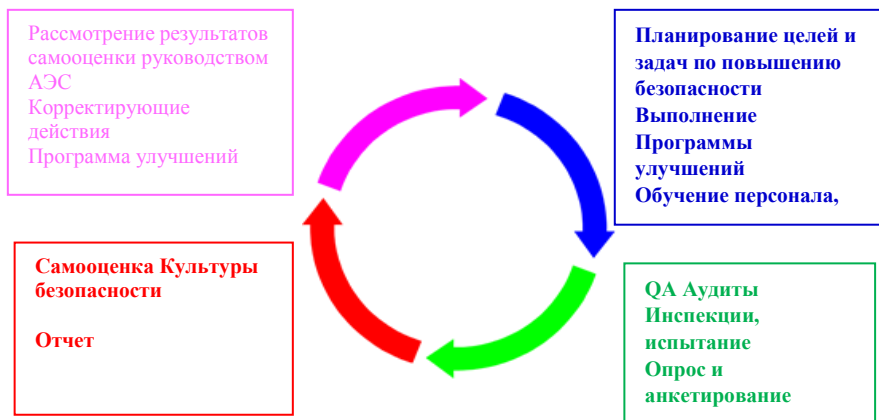


Рис. 12.2. Процесс развития культуры безопасности

## 12.7. Оценка эффективности управления безопасностью

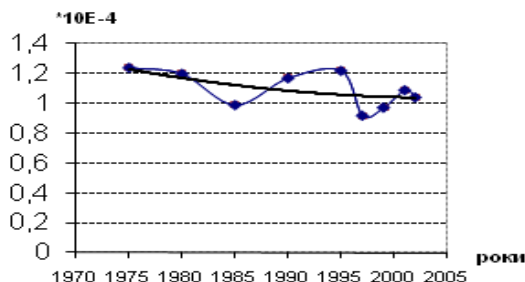


Рис. 12.3. Риск смертности на производстве

Передовые принципы риск - ориентированного подхода и культуры безопасности успешно внедряются пока еще только в ядерной области. В других сферах безопасности: охране труда, техногенной безопасности, пожарной безопасности остаются старые концепции

управления. Интеграция Украины в европейские структуры неизбежно приведет к изменению стратегии управления безопасностью - там принята стратегия предупреждения чрезвычайных ситуаций (ЧС), это снижает уровень опасностей и значительно дешевле для государства в целом (7-30 раз). Естественно, что научные работники обязаны ускорять этот процесс. Мы должны внедрять рыночные принципы и методы управления безопасностью и отказываться от методов тоталитарного прошлого - тотального контроля деятельности объектов повышенной опасности (ОПО) почти сотней государственных структур. Это нонсенс, но факт, который мы получили в наследство от народной (социалистической) экономики и за 20 лет господства вроде как рыночных принципов хозяйствования так и не смогли, кроме ядерной области, изменить свое мировоззрение относительно методов управления безопасностью. Низкая эффективность управления безопасностью во всех сферах безопасности в сравнении с безопасностью АЭС иллюстрируется рис. 12.3 - 12.6 в виде трендов основных показателей

по безопасности. В качестве таких показателей избраны интегральные показатели опасностей: риск смертности на производстве - сфера охраны труда (по материалам учебника охраны труда), рис. 12.3; количество чрезвычайных ситуаций - сфера гражданской защиты (по материалам национального доклада МЧС), рис.12.4; пожарная безопасность - количество пожаров и ущерб от пожаров (по материалам статистики пожарного надзора), рис. 12.5; количество нарушений нормальной эксплуатации на АЭС (по материалам ежегодных отчетов из безопасности), рис. 12.6.

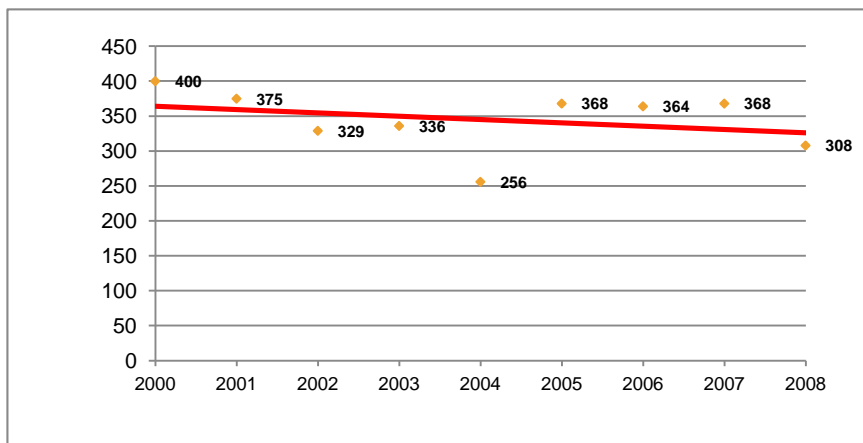


Рис. 12.4. Количество чрезвычайных ситуаций.

Как видим из рис.12.3, случайная величина, а именно вероятность летального случая на производстве, фактически не изменилась на протяжении 30 лет, несмотря на изменения нескольких поколений оборудования и, даже, государственного устройства и формы собственности. Тренд этой случайной величины лежит в очень узком диапазоне  $[1E-4; 1.2E-4]$ , соответственно математическое ожидание  $\mu = 1,093$ , дисперсия выборки  $D = 0,014$ , соответственно среднее квадратичное отклонение  $\sigma = 0,1198$ , коэффициент вариации  $\beta = 0,1$ , т.е. имеем сравнительно постоянную величину. Аналогичное поведение и двух следующих случайных величин: количество чрезвычайных ситуаций (рис.12.4) и количество пожаров (рис.12.5). Относительно пожаров кроме слабо спадающего тренда количества пожаров, имеем рост почти в десять раз прямого ущерба. Эти объективные статистические данные свидетельствуют о низкой эффективности регулирования безопасности в этих сферах, неправильном выборе стратегии управления (преимущество реагирования на ЧС), отсутствии системной работы по предотвращению чрезвычайных ситуаций, застарелость основных принципов регулирования безопасности, их несоответствие современным мировым нормам и другим недостатки в этих сферах деятельности.



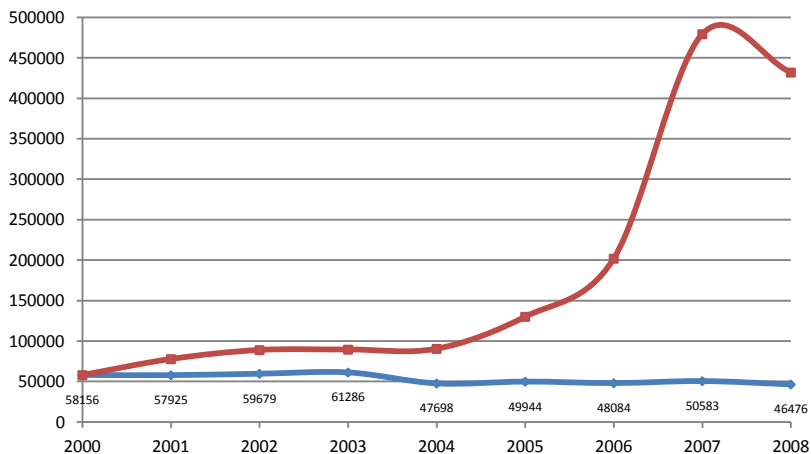


Рис. 12.5. Количество пожаров и убытки от них.

Совершенно противоположную ситуацию можно наблюдать в атомной отрасли, где современно введены международные принципы регулирования безопасности, и деятельность которой проходит под пристальным международным контролем. За показатель безопасности обрано количество нарушений (даже не аварий, а нарушений - отклонений от нормальных условий эксплуатации) за тот же период рис.12.6. За период независимости произошло сокращение числа нарушений на АЭС почти в десять раз (!), а за сравнительный период, с 2000 по 2008 г. - в 4 раза. Линия тренда на этой диаграмме имеет экспоненциальный характер.

Ситуацию по регулированию безопасности в сфере гражданской защиты нужно изменять коренным образом - стратегия управления безопасностью должна отвечать новому государственному устройству и частной форме собственности. О необходимости изменений стратегии государственного контроля безопасности речь идет и в "Программе экономических реформ на 2010-2014 года", что разработана недавно Комитетом по экономическим реформам при Президенте Украины и опубликована на официальном сайте Президента Украины (85 стр., июнь 2010 г.). В предисловии сказано: "Программа реформ разработана на выполнение поставленной Президентом Украины задачи по восстановлению экономического роста и модернизации экономики страны". То, что программа разработана на современном уровне и направлена на преодоление неурядиц, подтверждает и такое наблюдение - слово "риск" (как характеристика состояния безопасности) встречается в документе почти 40 раз. Приведены и непосредственные задачи для МЧС (п.5. Государственный надзор и контроль):

"Основными задачами в сфере государственного надзора и контроля должны стать:

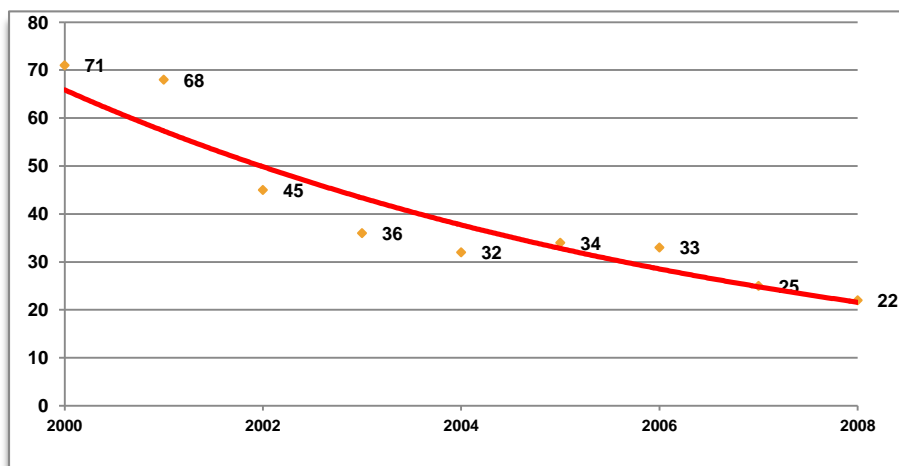


Рис. 12.6. Количество нарушений на АЭС Украины.

- завершение разработки и внедрение критериев оценивания степени риска от ведения субъектами хозяйственной деятельности и периодичности проведения плановых мероприятий государственного надзора (контроля);
- изменение подходов к осуществлению государственного надзора от прямого контроля к профилактике и предотвращению нарушений законодательства;
- отмена дублирующих контролирующих функций с дальнейшей отменой контролирующих органов, в деятельности которых отпала необходимость.

Для этого необходимо:

- сократить количество государственных контролирующих функций путем проведения аудита и анализа контролирующих функций;
- определить перечень вопросов для применения плановых мероприятий по надзору (контролю) в зависимости от степени риска;
- ввести ответственность органов государственного надзора (контроля) за ущерб, причиненные субъекту хозяйствования неправомерными действиями, несоблюдением процедуры осуществления государственного надзора (контроля)".

Все, что сказано по поводу регулирования безопасности в программе, соответствует и приведенным принципам концепции управления рисками. Но коренные изменения в управлении безопасностью, как того требует правительство, - это не простая задача: - нужно изменять мировоззрение, философию и отношение к безопасности, проводить новое обучение специалистов. Этого требует время и наш европейский выбор.

Даже из этого короткого обзора можно сделать вывод относительно низкой эффективности управления безопасностью, несогласования

нормативной базы по безопасности, ее несоответствия государственному устройству и современному международному законодательству. Причем, как было сказано, несогласование начинается на уровне основных определений. Управление рисками чрезвычайных ситуаций техногенного и природного характера должно рассматриваться как неотъемлемая часть государственной политики национальной безопасности и социально-экономического развития государства, одной из важнейших функций всех органов исполнительной власти и субъектов хозяйствования всех форм собственности и должно осуществляться на основе указанных выше принципов, аккумулируя лучшие достижения человечества во всех областях производства. Ядерная отрасль может служить тому примером.

## **12.8. Становление культуры безопасности на АЭС Украины**

Становление культуры безопасности на АЭС Украины и ее постоянное повышение хорошо отображается по состоянию основных индикаторов, которые приводились в предыдущих разделах. Об этом свидетельствуют также доклады и выступления участников Международных научно-практических конференции ГП НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины» [70-72].

Так на Четвертой Международной научно-практической конференции (в 2008 г.) отмечалось [73], что за время, прошедшее после первой конференции и последующими за ней, принципы культуры безопасности стали неотъемлемой составляющей эксплуатации и технического обслуживания энергоблоков наших АЭС. Культура безопасности становится одним из основных принципов обеспечения безопасности атомных станций. В своей практической реализации этот принцип тесным образом увязан с ответственностью эксплуатирующей организации, а также со всеми аспектами нормативного регулирования и контролем эксплуатации АЭС в отношении ее безопасности.

Культура безопасности стала основой для создания атмосферы доверия, общих ценностей и поведения, которые отражаются в принятых решениях и выполнении работ на АЭС. Осознавая всю полноту ответственности за безопасную и эффективную эксплуатацию атомных станций, руководство ГП НАЭК «Энергоатом» всю свою деятельность направило на решение самых важных задач – повышения надежности и безопасности функционирования энергоблоков АЭС, формирования и закрепления позитивного общественного мнения о безопасном использовании ядерной энергии в стране.

Система управления безопасностью, действующая на АЭС Компании, содержит мероприятия, внедрение которых обеспечивает высокий уровень культуры безопасности и, как следствие, достижение надежной и безопасной работы АЭС. Высокий уровень подготовки персонала, воспитание личной ответственности каждого за выполняемую им работу в условиях открытости, доверия и сотрудничества персонала обеспечивает безаварийную работу

энергоблоков АЭС. Приоритетной целью руководителей всех уровней и персонала ГП НАЭК «Энергоатом» становится приверженность культуре безопасности как одному из основных принципов обеспечения безопасности в атомной энергетике. А решающим фактором в утверждении и внедрении принципов культуры безопасности в практику эксплуатации и технического обслуживания АЭС становится активная позиция высшего руководства Компании. Культура безопасности каждого работника Компании проявляется в следующих аспектах:

- профессионализме;
- знаниях и умении оценить риски и найти возможность повысить безопасность на своем участке;
- приверженности приоритету безопасности в системе ценностей;
- профессионально важных качествах: ответственности, самоконтроле, развитой личной мотивации обеспечения безопасности;
- поведении работника.

На этих конференциях работники атомной энергетики Украины, подтверждают свою приверженность принципам культуры безопасности и укреплению этих принципов, а именно:

- поддержание атмосферы систематического внимания к вопросам безопасности и открытости;
- формирование и укрепление личной ответственности и преданности культуре безопасности персонала, занятого любой деятельностью, влияющей на безопасность АЭС;
- формирование мышления, направленного на приоритет безопасности, и выработка внутренней критической позиции, которая предусматривает совершенствование и саморегулирование в вопросах безопасности.

Персонал АЭС понимает, что безопасность – главная и основная мера всех решений и действий при эксплуатации и техническом обслуживании АЭС.

### **Вопрос для самоконтроля.**

1. Назовите стадии развития культуры безопасности.
2. Перечислите возможные практические подходы относительно первой стадии развития культуры безопасности.
3. Перечислите возможные практические подходы относительно второй стадии развития культуры безопасности.
4. Перечислите возможные практические подходы относительно третьей стадии развития культуры безопасности.
5. Назовите возможные критерии для оценки прогресса в развитии культуры безопасности.

## ГЛАВА 13. ОЦЕНКИ И САМООЦЕНКИ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ

### 13.1. Планирование оценки и самооценки культуры безопасности

Оценки и самооценки культуры безопасности должны проводиться на плановой и регулярной основе. Планирование должно быть на уровне организации (АЭС) и эксплуатирующей организации.

На уровне АЭС периодическая оценка показателей работы энергоблоков в области безопасности осуществляется в рамках нескольких программ:

- ежегодная оценка текущего состояния эксплуатационной безопасности энергоблоков АЭС;
- программа эксплуатационных показателей работы АЭС (ВАО АЭС);
- Дни Безопасности АЭС;
- программа внедрения риск-ориентированных подходов;
- станционная программа показателей безопасности и показателей культуры безопасности.

Первая оценка представляет разработку письменных отчетов по безопасности на основе показателей за прошедший год и является обязательной формой отчетности. Деятельность по оценке текущего уровня безопасности АЭС осуществляется в соответствии с “Временным положением о годовых отчетах по оценке текущего состояния эксплуатационной безопасности энергоблоков АС с реакторами типа ВВЭР”. В подготовке годового отчета по оценке текущего уровня безопасности участвуют все основные цеха, службы и отделы АЭС. Годовые отчеты предоставляются ГП НАЭК «Энергоатом» и ГИЯРУ.

Программа ВАО АЭС «Показатели работы АЭС» выполняется на добровольных началах. Все АЭС участвуют в этой программе с 1990 года. Участие в данной программе позволяет АЭС получить объективную картину о состоянии уровня безопасности по ряду важнейших областей деятельности, включая радиационную безопасность, готовность систем безопасности, надежность ядерного топлива, *в сравнении с уровнями*, достигнутыми на других АЭС мира. Эти данные по показателям работы АЭС постоянно используются при оценке уровня безопасности АЭС, при обоснованиях уровня безопасности АЭС для регулирующего органа и при представлении уровня безопасности АЭС различным техническим миссиям МАГАТЭ, ВАО АЭС, экспертам ЕС.

Дни безопасности АЭС являются одним из элементов периодически выполняемой оценки текущего уровня безопасности АЭС. Цель проведения Дня безопасности:

- выявление несоответствий и отступлений от требований действующих правил, норм, инструкций, стандартов, технологических регламентов работы и других нормативных документов по ядерной, радиационной, пожарной и технической безопасности атомной станции;
- разработка мероприятий по устранению выявленных несоответствий;

- распространение и внедрение положительного опыта работы по повышению культуры безопасности при эксплуатации оборудования и проведении ремонтных работ.

День безопасности на АЭС проводится ежеквартально в соответствии с утвержденным графиком.

Проверки в соответствии с программой внедрения риск-ориентированных подходов (РОП) проводятся в рамках работы по внедрению принципиально новых инструментов по оценке безопасности АЭС, основанных на вероятностных анализах безопасности (ВАБ). Оперативный ВАБ является основным «инструментом» внедрения Программы РОП, которая в целом направлена на повышение безопасности и повышение экономичности эксплуатации АЭС за счет:

- принятия обоснованных/сбалансированных решений по вопросам безопасности АЭС;
- концентрации на тех проблемах, которые связаны с наибольшим риском для безопасности;
- эффективного использования ресурсов для реализации наиболее приоритетных мер повышения безопасности АЭС;
- снижения излишнего (и зачастую очень дорогостоящего) консерватизма в тех областях, где влияние на безопасность незначительно;
- повысить экономические показатели работы АЭС, повысить коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) и коэффициент готовности, в конечном счете, снизить затраты на выработку электроэнергии.

Учитывая, что в 2006 году завершилась разработка ВАБ энергоблока №2 ХАЭС в полном объеме нормативных требований, ОП ХАЭС запланировало в 2007 году разработку и внедрение оперативного ВАБ энергоблока №2, т.е. оценки безопасности проводятся на регулярной основе.

В настоящее время АЭС используют отдельные количественные оценки сделанные с помощью ВАБ уровня 1 для внутренних событий, при анализе важности аномальных событий и нарушений в работе энергоблоков.

В 2005 году в рамках трехлетних проектов TACIS на площадке ХАЭС начались работы по трем проектам, связанным с использованием риск-ориентированных подходов:

- Оптимизация ремонтов с использованием подхода "Ремонт, ориентированный на надежность" (Risk Centered Maintenance);
- Оптимизация эксплуатационного контроля металла (RI-ISI);
- Оптимизация времени допустимого вывода в ремонт СБ и оптимизация техобслуживания СБ.

Проводимые оценки позволяют:

- Определять ключевые процессы, которые непосредственно влияют на качество и безопасность;
- Определять/вносить изменения по распределению ответственности за процессы и процедуры;

- Разрабатывать/вносить изменения в документацию на процессы;
- Проводить анализ на уровне руководства всей деятельности;
- Определять и осуществлять на различных уровнях корректирующие и предупреждающие действия, необходимые для достижения запланированных результатов;
- Определять и использовать благоприятные условия для удовлетворения требований заинтересованных сторон.

Следует помнить также, что любые оценки основаны на процедурах проверки соответствия уровня (чего-то) требуемому уровню, определенному каким-то (соответствующим) документом. Но каждая проверка, даже внутренняя в определенной степени отвлекает персонал и руководство от выполнения должностных обязанностей. По этой причине график проверок должен составляться заблаговременно, согласовываться и утверждаться в соответствии с процедурами системы качества.

Типовая структура получения независимых оценок качества и культуры безопасности в соответствии с процедурами стандартов представлена на рис.13.1.

### 13.2. Оценки международных миссий

Проведение миссий с участием зарубежных экспертов на украинских АЭС демонстрирует всему мировому сообществу и в первую очередь народу Украины нашу открытость, приверженность безопасности в целом, и культуре безопасности в частности.

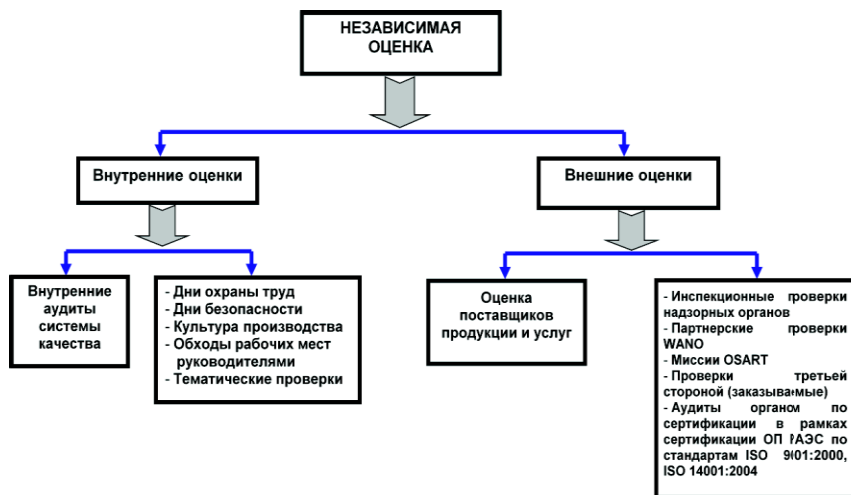


Рис. 13.1. Типовая структура получения независимых оценок

Положительные выводы международных миссий способствуют созданию положительного имиджа атомной энергетики Украины, укреплению доверия к ней, как внутри страны, так и за её пределами.

По приглашению ГП НАЭК «Энергоатом» в апреле 2003 года впервые на Европейском континенте были проведены миссии ВАО АЭС (Московский центр) на строящихся энергоблоках Хмельницкой и Ривненской АЭС перед вводом их в эксплуатацию. Общие сведения о международных миссиях на АЭС представлены ниже, табл. 13.1.

Таблица 13.1. Международные миссии на АЭС

1988 г.	Миссия OSART МАГАТЭ	блок №3
1997 г.	Миссия ASSET МАГАТЭ	блок №1,2,3
2001 г.	Партнерская проверка ВАО АЭС	блок №1
2003 г.	Миссия OSART МАГАТЭ	блок №2
2004 г.	Проверка ВАО АЭС	блок №4
2004 г.	Независимая оценка EDF Франция	блок №4
2005 г.	Партнерская проверка follow-up	блок №1
ВАО АЭС		
2005 г.	Миссия OSART follow-up МАГАТЭ	блок №2
2006 г.	Сертификация по стандартам ISO 9001:2000, ISO 14001:2004 в TUV NORD	

В выводах миссии OSART на Ривненской АЭС, проведенной в 2003 г., указывается:

*"Ядерная безопасность имеет высокий приоритет, который исходит от высшего корпоративного руководства и внедрен в процедуры, контроль исполнения работ и ежедневную деятельность всего персонала АЭС. Наиболее значимые атрибуты таковы: вовлечение руководства в повседневные задачи и модификации, персонал придерживается процедур, открытые отношения и коммуникации между руководством и рабочими, мотивация всего персонала, техническая компетенция персонала".*

Миссия OSART на Запорожской АЭС проходила с 6 по 22 сентября 2004 г. миссия OSART проходила на Запорожской АЭС.

Ее выводы таковы:

*«На ЗАЭС к аспектам ядерной безопасности и культуры безопасности подходят адекватно. Наиболее значительными атрибутами культуры безопасности являются:*

- грамотный, квалифицированный персонал, преданный безопасной эксплуатации станции;*
- персонал, который гордится своей станцией и обладает высокой степенью ответственности за порученное дело;*
- сильное стремление персонала к прогрессу;*
- большие возможности быстро устранять выявленные недостатки, что позволяет минимизировать число значительных проблем;*
- постоянная поддержка культуры безопасности и политики в области качества и безопасности».*

Положительные выводы международных миссий имеют большое

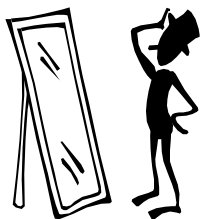


значение для безопасности АС Украины, подтверждается вывод о достаточном уровне безопасности.

### **13.3. Самооценка культуры безопасности**

В соответствии с ОПБ, эксплуатирующая организация обязана проводить работу по самооценке безопасности АС. Целью этой деятельности является постоянный анализ текущего уровня безопасности каждого энергоблока, выявление и устранение недостатков его проекта, реализация мер по повышению безопасности эксплуатации энергоблока.

В организациях, стремящихся к достижению высоких норм эксплуатационной безопасности, используются программы самооценки в качестве обратной связи в целях поддержания и развития своего потенциала управления безопасностью. Процессы самооценки позволяют организациям определять показатели своей работы в области безопасности на основе внутреннего сравнения с ключевыми производственными показателями и внешнего сравнения с показателями других организаций. Самоконтроль, или самопроверка являются важными аспектами любой программы самооценки, и каждый руководитель или начальник должен стремиться к разработке и реализации программы самооценки в рамках своих полномочий.



#### ***13.3.1. Назначение самооценки культуры безопасности и ее формализация***

Самооценка культуры безопасности подразделений АЭС, поставщиков услуг – это проводимая руководителями этих учреждений оценка процессов управления по обеспечению безопасности, за которую они несут ответственность, для определения эффективности и корректировки собственной деятельности для достижения целей по формированию и поддержанию культуры безопасности.

Формализация этого процесса осуществляется путем выпуска соответствующего приказа первого руководителя по предприятию, организации; разработки программы самооценки состояния культуры безопасности в подразделениях, рассылки этих документов в подразделения и проведение анкетирования согласно этой программы.

#### ***13.3.2. Организация и проведение***

Проведению самооценки в подразделениях должно предшествовать инструктивное совещание с руководителями подразделений с разъяснением целей, задач и порядка проведения самооценки.

Руководители подразделений уточняют перечень вопросов, приведенных в примерной (типовой) программе самооценки, конкретизируют и дополняют их в соответствии со спецификой своих подразделений. Проводят инструктивное совещание в подразделении о порядке, сроках проведения

самооценки и выпускают распоряжение по подразделению с назначением ответственных лиц по подразделению, участкам, бригадам, сменам за проведение самооценки, установлением сроков ее проведения, порядку отчета о проведенной работе и ее анализа.

Результаты оценки должны использоваться для выявления первых признаков снижения уровня культуры безопасности и устранения выявленных несоответствий путем анализа коренных причин и разработки мероприятий, направленных на достижение соответствия культуры безопасности требованиям нормативных документов и повышения эффективности деятельности по поддержанию ее на требуемом уровне.

При выборе сроков периодичности проведения самооценки следует исходить из необходимости проведения самооценки по наиболее важным вопросам формирования культуры безопасности.

Планирование самооценки осуществляется путем включения мероприятий в планы работы подразделений.

Для проведения самооценки рекомендуется привлекать специалистов других подразделений – родственных или функционально связанных с подразделением, в котором проводится самооценка.

Вопросы, предлагаемые для самооценки являются примерными, не охватывают все аспекты культуры безопасности и поэтому, по усмотрению руководителей подразделений, объем самооценки может быть расширен и вопросы конкретизированы по специфике работы подразделения.

По результатам проведенной самооценки состояния культуры безопасности, подразделения разрабатывают конкретные мероприятия с указанием выявленных несоответствий, мер по их устранению, ответственных за выполнение и сроков выполнения.

Разработанные мероприятия предоставляются вышестоящему руководителю для проверки и последующего контроля за их выполнением. Копия мероприятий направляется в комитет по безопасности (культуре безопасности) предприятия, организации.

В соответствии с действующей документацией на АЭС Украины могут проводиться следующие виды самооценки:

- Стратегический обзор - проверка степени достижения и правильности путей развития АЭС (подразделения), их развитие и уточнение, оценка деятельности руководителей по их реализации.
- Корпоративная оценка - оценка результатов работы АЭС по направлениям деятельности.
- Технический анализ - оценка эффективности принятых технических решений по поддержанию и повышению надежности и безопасности оборудования и процессов АЭС.
- Осмотр (Обход) объекта - оценка эффективности отдельных процессов.

### **13.4. Обнаружение первых признаков снижения уровня культуры безопасности**

Часто между началом снижения уровня культуры безопасности и событием, приводящим к значительным последствиям с точки зрения безопасности, проходит некоторое время. Готовность к появлению первых предупреждающих признаков позволяет выработать своевременные меры, с тем, чтобы избежать пагубных последствий для безопасности.

#### ***13.4.1. Симптомы снижения уровня культуры безопасности***

##### *Внешнее воздействие*

Сильное экономическое и рыночное давление, в результате чего организациям приходится значительно уменьшать объём собственных затрат, часто за счёт сокращения персонала. Такие изменения создают в организациях атмосферу неопределённости, что неизбежно сказывается на поведении и отношении персонала. Могут существенно измениться организационные цели и приоритеты, существует также возможность отрицательного влияния на стандарты и характеристики безопасности. Лица, занимающиеся управлением или регулированием безопасности, должны уделять внимание тому, как осуществляется управление важными корпоративными процессами изменений, с тем, чтобы не ставить под угрозу принципы достижения хорошего уровня безопасности.

##### *Неадекватное решение проблем*

Симптомами служат повторяющиеся кризисы, проблемы, значительный объём корректирующих действий, неэффективное определение приоритетов для принятия корректирующих мер и неумение найти первопричины проблем. Это вызывает перегрузку в работе и нехватку ресурсов, что приводит к тому, что эффективные корректирующие меры не реализуются или реализуются недостаточно (пересмотр устаревших процедур, более тщательное отношение к работе, модификация и реконструкция оборудования). Итогом может быть чувство безнадёжности у сотрудников, которые считают, что их усилия неэффективны. В таких ситуациях бессилие руководства может способствовать тенденции поиска виноватых среди тех лиц, которые, по мнению руководства, являются причиной их проблем.

##### *Изолированность организации*

Отсутствие контактов или поверхностные контакты с другими организациями одной и той же энергокомпании, что приводит к самоуспокоенности.

##### *Недостаточная открытость*

Открытое и честное взаимодействие между организацией и регулирующим органом, открытость организации для участия в различных видах обмена информацией. Это также открытость организации для участия в международных обменах информацией и инициативах.

##### *Невыполнение корректирующих мер*

Накопление значительного объёма корректирующих мер, которые не были реализованы, особенно когда эти меры связаны с безопасностью.

#### *Отсутствие модели проблем*

Повторяемость проблем указывает на то, что первопричина была определена неверно и что какая-либо принятая корректирующая мера оказалась неправильной или недостаточной.

#### *Процедурные несоответствия*

Документация – источник силы организации, она должна быть приемлемой с точки зрения качества и содержания. Должна содержать самые последние данные и отражать реальную ситуацию, должна вызывать доверие у сотрудников станции, иначе они будут её игнорировать.

#### *Невысокое качество анализа проблем и изменений*

Любая проблема и предполагаемое изменение должны анализироваться и обосновываться для принятия правильных решений. Любой анализ на станции должен основываться на системном подходе, который обеспечивает применение правильных методов, проведение обоснования и принятие адекватных решений. Создание в организации группы опытных и квалифицированных сотрудников по рассмотрению и анализу повышает доверие к процессу анализа. Техническим модификациям станции, возможно, уделяется достаточное внимание, чего часто нельзя сказать об изменениях в организационных системах. Однако именно такие изменения могут иметь очень серьёзные последствия для способности организации развивать правильную культуру безопасности.

#### *Отсутствие или неадекватность независимых обзоров ядерной безопасности*

По всем предложениям и модификациям, связанным с безопасностью, оценки безопасности должны проводиться лицами, которые не участвовали в первоначальной работе. Все проверки должны проводиться на регулярной основе, оценки - соответствовать уровню предполагаемых изменений и проводящие оценку лица должны полностью осознавать последствия сделанных предложений.

#### *Несоответствие реальным условиям*

Состояние, конфигурация и условия станции постоянно должны находиться в полном соответствии с заявлениями о положении дел в области безопасности, а доводы в поддержку безопасности не должны включать необоснованные или нереальные требования к станции или её персоналу. Важно, чтобы доводы и утверждения по безопасности всегда отражали реальные характеристики станции и её персонала.

#### *Нарушения*

Станция, схожая по конструкции, возрасту и режиму эксплуатации с другими станциями сравнивает их нарушения со своими для получения исходного материала для необходимых корректирующих мер.

#### *Неоднократные просьбы об отступлении от требований регулирования*

Просьбы об отступлении от действующих требований органов регулирования могут поступать, в частности, перед повторным пуском после плановой остановки блока. Частые просьбы служат поводом для рассмотрения адекватности требования регулирования или выяснения того, не пользуются ли производственные показатели повышенным приоритетом в ущерб безопасности. Последнее является признаком снижения уровня культуры безопасности.

#### *Сверхурочная работа*

Усталость является существенным аспектом в снижении качества работы персонала. Культура безопасности основывается на оптимальном сочетании таких факторов, как внимание, критическое отношение, усердие и готовность к выполнению служебных обязанностей. Однако, если человек устал или находится в стрессовой ситуации, это отрицательно сказывается на всех вышеуказанных факторах.

*Число лиц, не прошедших требуемую подготовку, не использование квалифицированного и опытного персонала*

Подготовка персонала – неотъемлемая часть культуры безопасности в организации. Все операции на АЭС должны проводиться квалифицированным и опытным персоналом. Несоблюдение этого требования обычно проявляется в докладах и отчетах по расследованию инцидентов, аварийных событиях, где делается вывод о необходимости подготовки или переподготовки персонала. Можно найти и принять на работу высококвалифицированных и опытных работников на основе тщательного определения требований к конкретной работе или должности.

#### *Не достаточное понимание должностных инструкций*

Персонал должен полностью понимать и принимать общие требования, служебную ответственность и обязанности. Необходимые элементы безопасности должны быть представлены в соответствующих должностных инструкциях, чётко и однозначно понимаемых персоналом.

#### *Привлечение поставщиков услуг*

Уровень управления и руководства работниками поставщиков услуг может быть ниже по сравнению с постоянным персоналом станции.

#### *Неудовлетворительное состояние станции*

Состояние станции служит ценным показателем общего уровня культуры безопасности (чистота, порядок, несвоевременное техническое обслуживание, низкокачественные системы регистрации и архивации информации и т.п.). Эти недостатки подрывают доверие к любым заявлениям о стремлении организации к повышению культуры безопасности.

Регулярное проведение самооценки культуры безопасности позволяет заблаговременно обнаруживать проблемы, ведёт к ранней диагностике и применению эффективных восстановительных мер.

### 13.5. Роль надзорного органа (ГИЯРУ) в оценке культуры безопасности

По мнению специалистов надзорного органа нужно оценивать внешние рабочие (текущие) случаи проявления культуры безопасности и качество рабочих процессов, а не саму культуру безопасности. Одной из наиболее сложных задач при оценке безопасности работы ЯУ является распознавание ранних признаков ухудшения показателей безопасности, до того как условия станут настолько серьезными, что потребуются наложение санкций, или, что еще хуже, эти условия приведут к серьезному инциденту или аварии. Основные производственные показатели, включающие данные по остановам блоков автоматической защитой, отказам систем безопасности, коэффициенте вынужденных остановов, коллективной дозе облучения с точки зрения Регулятора, являются слишком общими. И, к сожалению, данные показатели направляются в регулирующие органы по прошествии определенного времени, когда отрицательные тенденции в производственных показателях становятся очевидными, ЯУ уже в течение определенного времени находится на стадии ухудшения работы. Более того, показатели отображают такой высокий уровень, что по ним вряд ли можно судить об основных слабых местах (недостатках), вызывающих ухудшение работы. В связи с этим важно, чтобы у сотрудников надзорного органа была возможность проверять и распознавать ранние признаки ухудшения работы.

Стратегия оценки, применяемая надзорным органом, основана на модели, которая показана далее, рис.13.2. Данная стратегия предполагает, что когда в течение какого-то периода времени существует слабая культура безопасности, то это приводит к появлению признаков ухудшения показателей безопасности. Если коренные причины не будут обнаружены и исправлены, впоследствии появятся реальные проблемы, связанные с безопасностью. Поэтому представителям надзорного органа необходимо находить признаки ухудшения работы и давать им последующую оценку: являются ли они признаками слабой культуры безопасности, что может представлять собой коренную причину ухудшения работы.



Рис. 13.2. Схема возникновения проблем безопасности

Для облегчения выявления ухудшения показателей работы и процессов ЯУ ГИЯРУ должен проводить периодические оценки безопасности установки. Эта оценка должна быть систематической и основываться на согласованных обсуждениях и проверках, осуществляемых персоналом ГИЯРУ. Такая оценка может включать следующее:

- наблюдения инспекторов на площадке и инспекторов-специалистов;
- проверки, выполняемые специалистами по безопасности (представителями ГИЯРУ);
- анализ тенденций в отчетах о событиях;
- проверка эффективности средств контроля, применяемых ЯУ для выявления, исправления и предотвращения проблем. Данные средства контроля включают деятельность комитетов по анализу безопасности, программы анализа коренных причин, программы корректирующих действий и программы самооценки;
- анализ накопившихся работ и отсрочек в выполнении предписанных действий;
- оценка повседневных инцидентов, которые могут происходить в результате как организационных недостатков, так и неудовлетворительных действий отдельных лиц
- анализ эксплуатационных событий для тщательного рассмотрения событий, важных для безопасности, или условий, которые могут стать предшественниками серьезных аварий. Для полного понимания значения безопасности в сложном событии часто требуется проведение анализа с применением методики вероятностного анализа безопасности (ВАБ).

Когда результат проведения оценки безопасности свидетельствует о начале ухудшения показателей работы, ГИЯРУ должно принять решение о выполнении специальной программы надзора на ЯУ.

Если нет возможности предоставить полный перечень недостатков (слабых мест) работы ЯУ, то рекомендуется использовать перечень, представленный в табл. 13.2, который дает общее представление о ранних признаках ухудшения показателей работы [71], на которые инспектор должен обращать внимание.

Табл.13.2. Ранние признаки ухудшения показателей работы АЭС

Функция ядерной организации	Признаки ухудшения
<i>Управление</i>	1. недостаточные капитальные вложения в модернизацию оборудования; 2. недостаточные ресурсы для эксплуатации и ремонта; 3. частые отсрочки выполнения необходимых улучшений; 4. применение на ЯУ большого количества практических приемов, не указанных в инструкциях; 5. недостаточный контроль деятельности подрядчиков.

Функция ядерной организации	Признаки ухудшения
<i>Эксплуатация</i>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. ошибки персонала ЯУ из-за невнимания к деталям;</li> <li>2. потеря управления конфигурацией системы (например, неправильное открытие/закрытие арматуры системы);</li> <li>3. несоответствие конфигурации электрической и механической системы;</li> <li>4. ошибки при выполнении операций по изменению реактивности;</li> <li>5. ошибки операторов из-за недостаточного обучения;</li> <li>6. невыполнение проверок и осмотров оборудования;</li> <li>7. невыполнение процедур по эксплуатации;</li> <li>8. доминирование экономических интересов в процессе принятия решений;</li> <li>9. большое количество жалоб со стороны персонала;</li> <li>10. пуск блока после инцидента без выполнения полного анализа происшествия;</li> <li>11. несоблюдение допустимого диапазона эксплуатационных параметров.</li> </ol>
<i>Ремонт</i>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. накопление большого количества ремонтных работ, не выполненных в установленные сроки;</li> <li>2. накопление большого количества неработоспособного оборудования;</li> <li>3. недостаточный контроль ремонтных работ;</li> <li>4. остановки реактора, вызванные ошибками ремонта;</li> <li>5. протечки арматуры;</li> <li>6. ненадлежащее поддержание порядка;</li> <li>7. плохое материальное состояние станционного оборудования;</li> <li>8. невыполнение процедур по ремонту.</li> </ol>
<i>Инженерно-техническая поддержка и анализ безопасности</i>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. неудовлетворительная квалификация оборудования для аварийных условий;</li> <li>2. недостатки проекта и квалификации оборудования системы пожарной защиты;</li> <li>3. поверхностная оценка отклонений от нормального функционирования оборудования;</li> <li>4. недостаточное изучение опыта эксплуатации, включая другие ЯУ;</li> <li>5. несвоевременное предоставление ЯУ анализа безопасности;</li> <li>6. ненадлежащая подготовка модификаций.</li> </ol>
<i>Документация ЯУ</i>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. изменения конфигурации ЯУ не вносятся в проектную документацию;</li> <li>2. накопление большого количества модификаций проекта;</li> <li>3. накопление большого количества изменений процедур;</li> <li>4. устаревший анализ безопасности.</li> </ol>



Функция ядерной организации	Признаки ухудшения
<i>Радиационный контроль</i>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. плохое планирование радиационной защиты при проведении ремонтных работ;</li> <li>2. недостаточное обозначение мест проведения работ в радиационно-опасных зонах;</li> <li>3. переоблучение и радиационное загрязнение персонала;</li> <li>4. недостаточное обучение работников по вопросам радиационной защиты;</li> <li>5. слабая программа ALARA;</li> <li>6. тенденция возрастания коллективной дозы облучения;</li> <li>7. тенденция увеличения выбросов.</li> </ol>
<i>Проведение ППР</i>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. плохое планирование работ;</li> <li>2. плохой контроль проведения работ на площадке ЯУ;</li> <li>3. неспособность обеспечивать необходимый теплоотвод во время останова;</li> <li>4. высокий уровень коллективной дозы облучения;</li> <li>5. неудовлетворительное техническое состояние и низкие показатели безопасности.</li> </ol>
<i>Анализ событий</i>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. неспособность распознать возможные предшественники аварии;</li> <li>2. отсутствие официальной программы для анализа эксплуатационных событий</li> </ol>
<i>Взаимоотношения АЭС с ГИЯРУ</i>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. невыполнение или затягивание выполнения требований ГИЯРУ;</li> <li>2. неспособность поддерживать эксплуатацию в рамках имеющейся лицензии;</li> <li>3. предоставление недостаточной информации на запросы</li> </ol>

Ранние признаки ухудшения показателей работы АЭС, приведенные в таблице разработаны на основании опыта сотрудников надзорного органа – ГИЯРУ [71]. Само по себе появление любого признака может и не означать ухудшение (культуры) безопасности, более того каждый из приведенных признаков не в равной мере характеризует безопасность. Но появление любого признака должно служить поводом для проверки остальных и «ужесточения» надзора. Ключевой аспект периодических оценок безопасности для сотрудников ГИЯРУ заключается в распознавании признаков слабой культуры безопасности как коренной причины ухудшения показателей работы. Изменение, заключающееся в переходе от хороших показателей безопасности к плохим, если и бывает, то редко бывает резким ухудшением в течение короткого времени. Исходные коренные причины зачастую неуловимы, и могут быть распознаны в ретроспективном рассмотрении.

### 13.6. Изменения основных индикаторов

Как следует из всего сказанного, культура безопасности на АЭС является и показателем и достижением не только эксплуатирующей организации, но и всей отрасли в целом. Изменения основных индикаторов их улучшение прямое тому доказательство [72], рис. 13.3 – 13.5. Финансирование затрат на ремонт и повышение безопасности, рис. 13.4, не прямой индикатор безопасности, но рост этого показателя демонстрирует не только необходимость затрат на безопасность, но является материальной основой повышения безопасности, он связан со всеми остальными показателями.

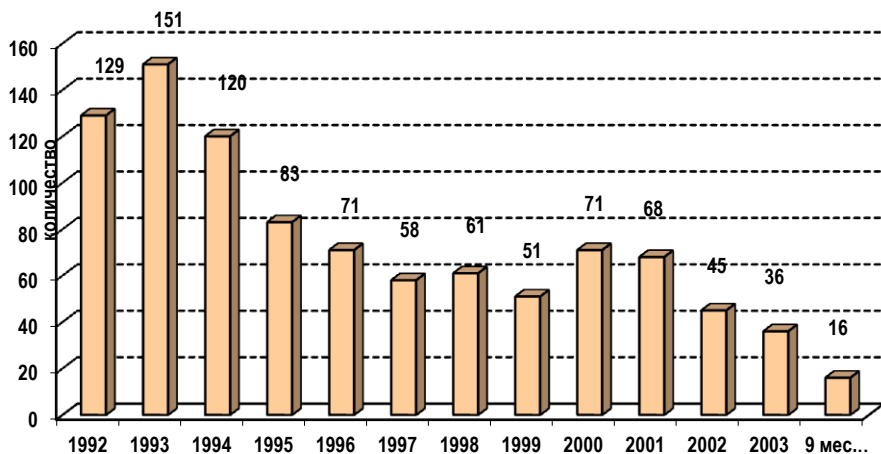


Рис. 13.3. Нарушения в работе АЭС (без учета ЧАЭС)

Снижение числа нарушений в работе АЭС достигнуто благодаря внедрению комплекса мер (в том числе - выполнению программы модернизации и повышения безопасности, внедрению мероприятий, запланированных в актах расследования нарушений, улучшению качества ремонта и техобслуживания, повышению качества обучения персонала и внедрению системы обратной связи по опыту эксплуатации).

На основании инженерной интерпретации определения Культуры Безопасности (по INSAG-4) можно рассматривать три основные направления по проблеме предотвращения нарушений:

1. Способность АЭС определять скрытые недостатки и нерешенные проблемы безопасности при вводе в эксплуатацию, в процессе эксплуатации и при проведении надзора.
2. Способность АЭС определять значимость нарушений, проблем безопасности и адекватно реагировать на них, поддерживая их на низком уровне.
3. Способность АЭС извлекать уроки из опыта эксплуатации и своевременно решать проблемы безопасности.

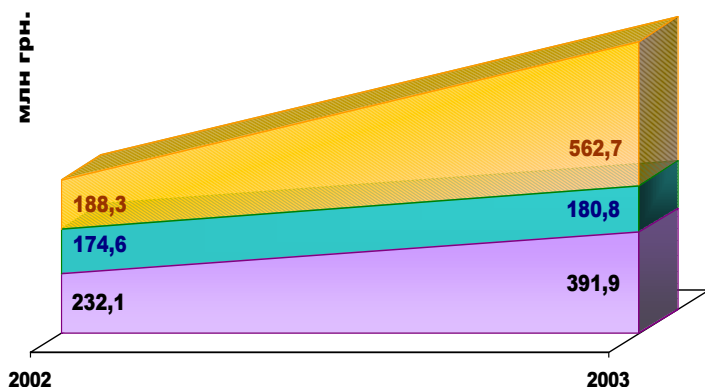


Рис. 13.4. Финансирование затрат на ремонт и повышение безопасности

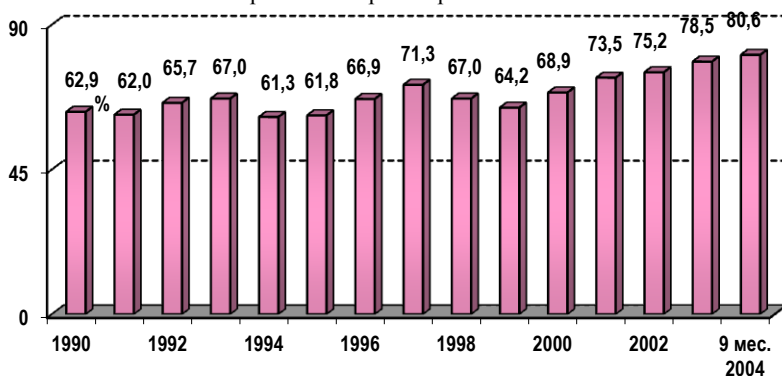


Рис. 13.5. Коэффициент использования установленной мощности АЭС

В приведенной главе фактически заканчивается рассмотрение вопросов оценок, измерений и свойств культуры безопасности как предмета и объекта изучения. Последние диаграммы наглядно демонстрируют связь важнейших индикаторов культуры безопасности: возрастает финансирование затрат на ремонт и повышение безопасности → сокращаются нарушения в работе АЭС → возрастает коэффициент использования установленной мощности АЭС. Подытоживая, приведем слова старых специалистов эксплуатационников АЭС из доклада на Международной научной конференции по культуре безопасности: «Безопасность в наших руках» [72].

### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Объясните алгоритм и цели самооценки культуры безопасности.
2. Расскажите, как организовать и провести самооценку культуры безопасности в подразделении.
3. Перечислите первые признаки ухудшения культуры безопасности.
4. Перечислите первые признаки снижения уровня культуры безопасности.
5. Объясните роль надзорного органа (Держатомрегулювання) в оценке культуры безопасности.
6. Приведите примеры изменения основных индикаторов.

## ГЛАВА 14. УСТОЙЧИВОСТЬ АЭС К ВНЕШНИМ И ВНУТРЕННИМ УГРОЗАМ

Понятие «Устойчивость» в отношении АЭС рассматривается в нескольких аспектах: 1) устойчивость работы при нормальных условиях эксплуатации, 2) устойчивость (в смысле «живучесть») в условиях проектных и запроектных аварий и 3) устойчивость работы в так называемый «особенный период» - период военных действий или в условиях возможных террористических актов, или других чрезвычайных ситуаций. В первом случае идет речь о показателях работы АЭС на протяжении определенного периода времени – года, квартала, во втором – об эффективности систем безопасности, в третьем варианте рассматриваются необходимые и достаточные условия работы или сохранения целостности РУ.

### 14.1. Устойчивость работы при нормальных условиях эксплуатации

В соответствии с отраслевым стандартом ЭО [74] (ГП НАЭК «Энергоатом») по оценке текущего уровня безопасности энергоблока, оценка технического состояния энергоблока представлена группой, содержащей две подгруппы показателей: показатели устойчивости и использования энергоблока и показателя выработки ресурса проектных режимов.

#### 14.1.1. Показатели устойчивости и использования энергоблока

Показатели устойчивости и использования энергоблока предназначены для количественной оценки частоты переходных процессов, связанных с непредусмотренными остановами или изменениями мощности реакторной установки или турбогенератора и характеризуют эффективность мероприятий, направленных на повышение стабильности работы основного оборудования и снижение неплановых потерь электроэнергии.

К показателям устойчивости и использования относятся:

- показатель устойчивости работы энергоблока,
- коэффициент использования установленной электрической мощности;
- показатель готовности несения номинальной нагрузки.

Показатель устойчивости работы энергоблока рассчитывается по следующей формуле:

$$K_{уст} = \frac{N_{ост} + N_{разгр}}{T_N} \times 7000, \quad (14.1)$$

где  $N_{ост}$  - количество неплановых остановов энергоблока;

$N_{разгр}$  - количество неплановых разгрузок энергоблока на величину 25% и более от уровня мощности, непосредственно ей предшествовавшего;

$T_N$  - время работы энергоблока на мощности за отчетный период, ч.

*Исходные данные:*

$N_{ост}$  и  $N_{разгр}$  определяются из фактических графиков несения нагрузки

энергоблока.

К неплановым остановам (разгрузкам) относятся остановы (разгрузки) энергоблока, непредусмотренные графиком несения нагрузки.

Как видим из формулы (14.1) показатель устойчивости работы энергоблока представляет собой относительное число неплановых остановов (разгрузок) на протяжении года и в целом характеризует специалистам техническое состояние оборудования и уровень подготовки персонала, и, соответственно, является индикатором культуры безопасности АЭС. Другим, часто используемым количественным показателем устойчивости работы энергоблока является коэффициент использования установленной электрической мощности.

Коэффициент использования установленной электрической мощности (КИУМ) рассчитывается по следующей формуле:

$$K_{ИУМ} = \frac{W}{N_y \times T_0} \times 100\%, \quad (14.2)$$

где  $W$  - фактическая выработка электроэнергии за отчетный период, МВт×ч;

$N_y$  - установленная мощность энергоблока, МВт;

$T_0$  - календарное время, ч.

Коэффициент использования установленной электрической мощности учитывает недовыработку электроэнергии, фактическое использование возможностей энергоблока. Недовыработка электроэнергии считается плановой, когда останов/снижение мощности, послужившие причиной недовыработки, были запланированы и согласованы с диспетчером энергосистемы. К неплановой недовыработке электроэнергии должны быть отнесены все потери электроэнергии из-за неплановых остановов, перепростоев энергоблока в останове или неплановых снижений электрической нагрузки по причинам, находящимся под контролем руководства АЭС. Кроме того, к неплановым должны быть отнесены неплановые остановы/снижения мощности по требованию органов государственного регулирования безопасности.

К недовыработке электроэнергии по независящим от станции причинам относятся:

- нестабильность энергосистемы или ее повреждения;
- отсутствие спроса на электроэнергию (резервный останов, экономический останов или режим слежения за нагрузкой);
- ограничения, обусловленные факторами окружающей среды (например, связанные с водозабором), которые не могут быть предотвращены действиями персонала станции;
- забастовки;
- работа на мощностном эффекте;
- сезонные колебания электрической мощности (при работе реактора на номинальном уровне тепловой мощности), вызванные изменениями

температуры охлаждающей воды;

- отбор пара на теплофикацию;
- ограничения на поставку топлива (оборудования) в результате внешних обстоятельств;
- конструкторско-технологические ограничения.

#### *Исходные данные*

Источником информации служат формы статистической отчетности, графики несения нагрузок и отчеты о нарушениях в работе АЭС.

Как видим из формулы (14.2) коэффициент использования установленной электрической мощности представляет собой коэффициент полезного использования РУ на протяжении определенного периода времени и также характеризует техническое состояние оборудования и уровень подготовки персонала, и, конечно же, является индикатором культуры безопасности АЭС. Чем выше (лучше) техническое состояние оборудования РУ и энергоблока в целом, чем лучше подготовлен персонал, тем ближе этот коэффициент к 100%, но достигнуть значения 100% невозможно в связи с необходимостью проведения регламентных работ по техническому обслуживанию (ППР) и перегрузкам топлива. Следующий показатель устойчивости работы энергоблока при нормальных условиях характеризует потери (недовыработку) электроэнергии блоком по объективным и субъективным причинам.

*Показатель готовности несения номинальной нагрузки* рассчитывается по следующей формуле:

$$K_{\Gamma} = \frac{W_{\text{ном}} - W_{\text{пл}} - W_{\text{непл}}}{W_{\text{ном}}} \times 100\%, \quad (14.3)$$

где  $W_{\text{ном}} = T_{\text{кал}} \times N_{\text{уст}}$  - номинальное производство электроэнергии, МВт×ч;

$W_{\text{пл}} = N_{\text{пл}} \times \tau_{\text{пл}}$  - сумма плановых потерь электроэнергии, МВт×ч;

$W_{\text{непл}} = N_{\text{непл}} \times \tau_{\text{непл}}$  - сумма неплановых потерь электроэнергии, МВт×ч.

$N_{\text{пл/непл}}$  - плановая/неплановая недовыработка электроэнергии, МВт;

$\tau_{\text{пл/непл}}$  - время эксплуатации энергоблока с пониженной мощностью (или останов) во время планового/непланового события, ч.

$N_{\text{уст}}$  - установленная мощность энергоблока, МВт;

$T_{\text{кал}}$  - календарное время, ч.

К плановым потерям электроэнергии, относятся:

- перегрузка топлива или остановки на ППР;
- плановые остановки или снижение электрической нагрузки для проведения испытаний, ремонтного и технического обслуживания или по другим причинам, связанным с оборудованием АЭС или с

персоналом;

- потери электроэнергии, вызванные испытаниями, если они были запланированы.

К неплановым потерям электроэнергии относятся:

- неплановые остановки для проведения ремонтного и технического обслуживания;
- неплановые остановки или снижения электрической нагрузки для испытаний, ремонта или по другим причинам, связанным с оборудованием АЭС или с персоналом;
- неплановые продления остановов и др.;

#### *Исходные данные*

Значение  $K_T$  определяется из журналов регистрации энерговыработки или отчётов АЭС.

Графики изменений показателей устойчивости и использования энергоблока в последние годы на АЭС Украины и мира уже приводились в предыдущих главах (гл.11). На рис. 14.1 представлен пример контроля показателей устойчивости на ХАЭС - график количества нарушений в сравнении с ЭО.

В соответствии со стандартами России показатели устойчивости объединены в одну группу с показателями безопасности, они больше характеризуют безопасность:

- количество нарушений в работе;
- среднее значение выбросов инертных радиационных газов;
- коллективная доза облучения персонала в расчете на один блок.

Несомненно, что показатели устойчивости работы энергоблока и показатели безопасности коррелируют, они сильно взаимосвязаны, фактически все показатели отображают происходящие на блоке отклонения от условий нормальной эксплуатации.



Рис.14.1. График количества нарушений на ХАЭС.



#### **14.1.2. Физическая защита ядерных установок**

Уделяя главное внимание внедрению культуры безопасности в процессы эксплуатации АЭС, в ядерной отрасли Украины учтены предостережения МАГАТЭ о том, что не может быть культуры безопасности на АЭС, если она не распространяется также на обслуживание АЭС и ее *физическую защиту* [2]. Приведем определение понятия в соответствии с ОПБ, поскольку организация физической защиты АЭС нормируется ОПБ и другими действующими документами.

**Физическая защита АС** – совокупность технических и организационных мер, направленных на выявление и пресечение попыток несанкционированного проникновения на территорию АС, в её жизненно важные зоны, а также несанкционированного изъятия, перемещения, передачи, использования ядерных материалов и других радиоактивных веществ, имеющих на АС.

Проектом АС предусматриваются технические и организационные меры для обеспечения физической защиты АС. К техническим мерам относятся охранный забор, внешний периметр (забор), сигнализация охраны периметра, ограждения, контрольные пункты и посты пропуска персонала и транспорта, устройства дозиметрического контроля на входе и выходе, видеонаблюдение, аудиозапись служебных переговоров и т.д. Организационные меры – это создание ЭО на АС необходимых организационных структур для эффективной и безопасной эксплуатации, делегирование администрации АС соответствующих полномочий и обязанностей, организация физической защиты и пожарной охраны. Администрация АС реализовывает систему инженерно-технической поддержки эксплуатации энергоблоков, а также систему аварийной готовности и реагирования.

Системы физической защиты не классифицируются в ОПБ, не описываются в открытой печати, но без их готовности не начинается эксплуатация АС. Этапы ввода АС в эксплуатацию, содержащие ядерно-опасные и радиационно-опасные операции, могут начинаться только при наличии действующей системы радиационного контроля, включая индивидуальный дозиметрический контроль, а также при наличии в необходимом объеме санитарных пропускников, реализации технических и организационных мер по физической защите АС. Дополнительно к сказанному, следует знать, что до завоза ядерного топлива на АС должны быть готовы защитные укрытия для персонала, внутренних и внешних кризисных центров. Эти сооружения не относятся к физической защите, они обеспечивают устойчивость работы АС в условиях запроектных аварий и чрезвычайных ситуаций, влияющих на работу АС.

Физическая защита обеспечивает постоянный контроль доступа на территорию АС и жизненно важные места. Доступ осуществляется при наличии допусков (пропусков), оформленных в установленном порядке. Системы и элементы, важные для безопасности, а также АС в целом, в

соответствии с ОПБ, должны быть защищены от несанкционированных действий и диверсий. Особенно важно это в связи с нарастающей угрозой террористических актов [75]. Территория АС должна быть ограждена специальными техническими средствами, оснащенными автоматическими устройствами сигнализации и оповещения. В соответствии с законодательством Украины охрана АС осуществляется специализированными подразделениями. Территория АС, ее сооружения и технологические помещения разделены на зоны в зависимости от их значения для безопасности, и каждая зона имеет соответствующий порядок доступа персонала (гриф доступа). Обычно гриф доступа в соответствующую зону дается только тому персоналу, присутствие которого необходимо для выполнения служебных обязанностей, прописанных в должностной инструкции. Система физической защиты АС автономна и независима от других систем, в том числе и системы электроснабжения. И в тоже время меры физической защиты не препятствуют эксплуатации АС.

В связи с нарастающей угрозой террористических актов специалистами по безопасности предложен термин «культура физической ядерной безопасности» [2], который определен по аналогии с общей культурой безопасности.

*Культура физической ядерной безопасности* (англ. *nuclear security*) – частный случай более общего понятия организационной культуры, определение которой было предложено Едгаром Шайном [108], одним из основателей организационной психологии. Э. Шайн определяет организационную культуру как ряд общих положений, которые формируются группой людей в ходе адаптации к внешним условиям и внутренней интеграции внутри организации и которые со временем, в процессе деятельности организации, становятся настолько важными, что должны передаваться новым сотрудникам как правильный способ восприятия и решение проблем.

Консультативная групп МАГАТЭ по вопросам физической ядерной безопасности (*IAEA Advisory Group on Nuclear Security*) недавно предложила новое, более широкое значение термина *физической ядерной безопасности*, определив его как "*предотвращение, выявление и реагирование в отношении хищений, диверсий, несанкционированного доступа, незаконной передачи и других злонамеренных действий по отношению к ядерным материалам и другим радиоактивным веществам, а также связанных с ними установками*".

Исходя из этого определения, рассмотрение состояния дел относительно культуры физической ядерной безопасности в контексте обеспечения физической ядерной безопасности в Украине следует распространить за границы только физической защиты ядерных материалов и ядерных установок, а также радиоактивных источников и соответствующих установок. Следует включать дополнительно к кругу вопросов физической ядерной безопасности такие направления деятельности в этой сфере, как учет

и контроль, а также противодействие незаконному обращению ядерного топлива и радиоактивных материалов.

Последующее развитие событий в мире показывает, что, не считаясь с войной, которую ведущие страны мира объявили терроризму, и на определенные успехи на этом фронте, существенное снижение уровня террористических угроз будет достигнуто нескоро. Кроме решения срочных проблем безопасности использования ядерной энергии во всем мире необходимо задействовать и долгосрочные факторы положительного влияния на защищенность объектов ядерной энергетики и связанной с ней инфраструктуры от злонамеренных действий, в первую очередь против актов ядерного терроризма. К таким факторам следует отнести обеспечение соответствующего уровня культуры ФЯБ.

Относительно такого подхода международным сообществом достигнут консенсус. Действительно, культура ФЯБ включена в список 12 фундаментальных принципов физической защиты ядерных материалов и ядерных установок, перечисленных в *Поправке к Конвенции о физической защите ядерного материала*, которую принято на специальной конференции МАГАТЭ в июле 2005 года, и уже ратифицировано рядом стран.

При анализе состояния обеспечения физической ядерной безопасности, на наш взгляд, следует учитывать, что в ближайшем будущем требования к культуре физической ядерной безопасности будут определяться потребностями безопасной среды, которые были "жестко" сформированные вследствие событий 11 сентября 2001 года, и условиями, в которых разворачивается война мирового сообщества против терроризма.

В соответствии с современными представлениями об обеспечении необходимого уровня культуры физической безопасности *"культура безопасности предусматривает оценку источников и масштабов угрозы. Персонал объекта должен понимать важность мероприятий по безопасности, и это понимание должно существенно влиять на деятельность персонала и определять его поведение, как в повседневной работе, так и в чрезвычайных ситуациях"* [76]. Следуя этой рекомендации МАГАТЭ, необходимо рассматривать при анализах безопасности угрозы терроризма как возможные *исходные события*, которые могут привести к повреждению реакторной установки. При выполнении такого анализа должна быть оценена готовность и надежность систем физической защиты в комплексе систем безопасности РУ и должны быть получены соответствующие вероятностные критерии с учетом подготовки персонала.

#### **14.2. Устойчивость АЭС в условиях проектных и запроектных аварий**

Вопрос безопасности один из актуальнейших вопросов в ядерной энергетике. Поэтому строящиеся сейчас реакторы 3-го поколения, и тем более – проектируемые реакторы 4-го поколения становятся всё более безопасными в эксплуатации, более надёжными, более ресурсосберегающими, более экологически чистыми и более экономичными.

В данном разделе рассматриваются пути развития атомного реакторостроения с позиций устойчивости работы АЭС.

#### ***14.2.1. Проектные меры обеспечения устойчивости АЭС.***

В соответствии с основными правилами безопасности, проектом АЭС предусматриваются технические средства и организационные меры, направленные на предотвращение проектных аварий и ограничение их последствий и обеспечивающие безопасность при любом учитываемом проектом исходном событии с наложением одного независимого от исходного события отказа любого элемента систем безопасности (активного или пассивного, имеющего механические движущиеся части), или одной независимой от исходного события ошибки персонала. Причем, уровень надежности считается высоким, если показатели надежности таких элементов не ниже показателей надежности пассивных элементов систем безопасности, не имеющих движущихся частей, отказы которых не учитываются ввиду их малой вероятности. Допустимое время вывода элемента из работы для техобслуживания и ремонта определяется на основе анализа надежности системы, в которую он входит.

Дополнительно к одному независимому от исходного события отказу одного из перечисленных выше элементов должны быть учтены приводящие к нарушению пределов безопасной эксплуатации необнаруживаемые отказы элементов, влияющие на развитие аварий.

Системы и элементы безопасности должны быть способны выполнять свои функции в установленном проектом объеме с учетом обусловленных авариями воздействий (механических, тепловых, химических и др.). Для систем и элементов нормальной эксплуатации, важных для безопасности, перечень учитываемых внешних и внутренних воздействий и требования к объёму выполняемых функций во время и/или после указанных воздействий должны устанавливаться в проекте с учётом требований норм, правил и стандартов по ядерной и радиационной безопасности [77], рис. 14.2.



Рис.14.2. Устойчивость АЭС-92 к внешним воздействиям

Реакторная установка и блок АЭС в целом должны сохранять целостность и работоспособность при всех неблагоприятных природных и техногенных факторах, включая землетрясение и падение самолёта.

Особые требования устойчивости предъявляются к активной зоне реактора. Активная зона проектируется таким образом, чтобы при нормальной эксплуатации, нарушении нормальной эксплуатации и проектных авариях обеспечивались ее механическая устойчивость и отсутствие деформаций, нарушающих нормальное функционирование средств воздействия на реактивность и аварийного останова реактора или препятствующих охлаждению ТВЭЛов. Активная зона вместе с её элементами, влияющими на реактивность, проектируется таким образом, чтобы любые изменения реактивности, вызванные перемещением органов регулирования или эффектами реактивности при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, а также при проектных и запроектных авариях, не вызывали неуправляемого роста энерговыделения в активной зоне, приводящего к нарушению пределов повреждения ТВЭЛов. Характеристики ядерного топлива, конструкции реактора и оборудования первого контура не должны допускать образования критических масс при проектных и запроектных авариях, включая тяжёлые аварии.

#### ***14.2.2. Аварийная готовность и реагирование***

В соответствии с ОПБ, администрация АЭС и ЭО должны постоянно поддерживать уровень аварийной готовности, необходимый для обеспечения эффективного реагирования на аварии и другие опасные события с целью:

- восстановления контроля над ситуацией;

- предупреждения и/или минимизации последствий;
- взаимодействия с организациями, принимающими участие в аварийном реагировании с целью защиты персонала, населения и окружающей природной среды.

До завоза ядерного топлива на АЭС разрабатывается, и утверждается в соответствии с законодательством, аварийный план АЭС и план аварийного реагирования ЭО. Планы разрабатываются на основе исходных данных, представленных в проекте АЭС и в ОАБ. План скоординирован с планом аварийного реагирования ЭО и планами аварийного реагирования организаций, с которыми АЭС взаимодействует в ходе аварийного реагирования. План аварийного реагирования ЭО устанавливает организацию и порядок:

- координации действий администрации АЭС и ЭО;
- мобилизации ресурсов ЭО и оказанию помощи АЭС;
- взаимодействия ЭО с органом государственного управления в сфере ядерной энергии, органом реагирования на чрезвычайные ситуации, ГИЯРУ и другими органами центральной исполнительной власти.

Для поддержания постоянной готовности на случай аварий и других чрезвычайных ситуаций аварийный план АЭС и план аварийного реагирования ЭО должны пересматриваться и корректироваться. ЭО и АЭС разрабатывают и реализуют программы противоаварийных тренировок для отработки действий персонала в аварийных условиях. Программы составляются таким образом, чтобы обеспечить ежегодную проверку в ходе тренировок всех элементов аварийного плана АЭС и плана аварийного реагирования ЭО. После проведения каждой противоаварийной тренировки проводится оценка её результатов, на основе которой разрабатываются и внедряются корректирующие мероприятия, направленные на исправление выявленных недостатков и поддержание необходимого уровня аварийной готовности. Проводятся также совместные станционные противоаварийные тренировки с привлечением заинтересованных органов исполнительной власти.

Для организации работы АЭС в условиях аварий проектом предусматриваются внутренний (на площадке АЭС) и внешний (в зоне наблюдения) кризисные центры, которые вводятся в эксплуатацию до начала физического пуска первого энергоблока. Проекты кризисных центров и используемые технические средства обеспечивают надёжное получение и сохранение достоверной информации о состоянии энергоблоков АЭС, связь с БЩУ и другими щитами управления. Приведем более подробную информацию по этому вопросу. В соответствии с ОПБ для каждого блока АЭС проектом предусмотрен блочный щит управления (БЩУ), с которого персоналом осуществляется управление и контроль за РУ и другими системами АЭС, в том числе за системами безопасности при нормальной эксплуатации и авариях. Проектом предусмотрены средства обеспечения живучести и обитаемости БЩУ при указанных условиях эксплуатации АЭС.

В проекте предусмотрен также резервный щит управления (РЩУ), с которого обеспечена возможность надежного перевода реактора в подкритическое расхиоженное состояние и поддержание его сколь угодно долго в этом состоянии, приведение в действие систем безопасности и получения информации о состоянии реактора. Обеспечена автономность от БЩУ и достаточная живучесть и обитаемость резервного щита управления для гарантированного приведения в действие систем безопасности и получения информации о состоянии реактора. Должен быть исключен отказ БЩУ и РЩУ по общей причине.

Система контроля и управления имеет в своем составе средства надежной групповой и индивидуальной связи между БЩУ, РЩУ и эксплуатационным персоналом АЭС, выполняющим работы по месту. Отказы технических и программных средств и повреждения управляющих систем безопасности приводят к появлениям сигналов на щитах управления (БЩУ, РЩУ и др.) и вызывают действия, направленные на обеспечение безопасности АЭС.

В проекте АЭС предусмотрены защитные сооружения для укрытия персонала и других лиц, находящихся на момент аварии на площадке АЭС.

### **14.3. Исследование устойчивости функционирования в чрезвычайных ситуациях**

Материал этого раздела основан на исследованиях ученых устойчивости объектов народного хозяйства, проводимые в период холодной войны [78] и относятся к любому важному промышленному объекту, к атомным станциям в том числе. Заметим, что приведенные ниже требования и исследования выполняются проектной организацией на стадии проектирования РУ, эксплуатирующей организации представляется функция поддержания проектных решений по устойчивости АЭС, о чем уже шла речь в предыдущем разделе.

Оценка устойчивости осуществляется, как правило, по следующим основным направлениям:

- вероятность возникновения чрезвычайной ситуации на самом объекте или вблизи него и как это повлияет на его жизнедеятельность;
- физическая устойчивость зданий и сооружений;
- надежность защиты персонала;
- устойчивость системы управления;
- надежность материально-технического снабжения и производственных связей;
- готовность объекта к восстановлению нарушенного производства.

При определении вероятности возникновения чрезвычайных ситуаций на объекте и вблизи него учитывается множество факторов, их характер и продолжительность, прогноз возможного ущерба производству, зданиям, сооружениям, оборудованию, воздействие на людей, возможные потери, общее влияние чрезвычайной ситуации на функционирование объекта. Такие работы выполняются в рамках вероятностных оценок безопасности [79].

*Физическая устойчивость объекта оценивается* последовательно по воздействию каждого поражающего фактора на отдельные элементы: здания и сооружения, технологическое и иное оборудование, коммунально-энергетические сети, а также воздействие вторичных поражающих факторов на людей.

Причем, поражающими факторами являются ударная волна (ядерного взрыва, взрыва обычных взрывчатых веществ, углеводородных смесей), сейсмическая волна, световое излучение, проникающая радиация, электромагнитный импульс. В качестве показателя физической устойчивости может быть выбрано максимальное значение параметра поражающего фактора  $P_{кр}$ , при котором устойчивость работы объекта не нарушается. Оценка сводится к определению показателей физической устойчивости для каждого элемента и выявления среди них наиболее уязвимых. Наиболее уязвимым (слабым) элементом объекта будет тот, для которого показатель  $P_{кр}$  наименьший по сравнению с другими. Повышение устойчивости производится прежде всего увеличением надежности слабых элементов. Устанавливается технически возможный и экономически оправданный предел повышения устойчивости слабых элементов. В завершение разрабатываются инженерно-технические мероприятия, направленные на повышение устойчивости наиболее уязвимых (слабых) мест и объекта в целом.

*Надежность защиты персонала определяют*, учитывая многие элементы. Вот их примерный перечень:

Количество сооружений, которые могут быть использованы для укрытия и их защитные свойства. Общая их вместимость с учетом возможного переуплотнения. Максимальное количество работников, которых потребуется укрыть. Количество недостающих мест в защитных сооружениях и других укрытиях. Наличие помещений в верхних этажах для укрытия от химически опасных веществ тяжелее воздуха (типа хлора). Возможность быстро вывести людей из цехов и других рабочих помещений в случае аварии на объекте или соседнем предприятии, а также по сигналу «Воздушная тревога!». Коэффициенты ослабления радиации различными зданиями и сооружениями, в которых будут находиться работники. Обеспеченность персонала и членов его семей средствами индивидуальной защиты (СИЗ). Состояние системы питьевого водоснабжения и возможности обеспечения продовольствием в чрезвычайных ситуациях. Наличие средств для оказания первой медицинской помощи пострадавшим. Готовность объекта к размещению и защите отдыхающих смен в загородной зоне.

*Устойчивость системы управления объектом оценивается* по наличию защищенности, готовности пунктов управления и средств связи. Это главное. Затем должен быть план замещения руководящего состава объекта на случай потери.

Показатели, которые помогают правильно определить надежность системы управления, могут быть такими:



- время, необходимое для приведения пункта управления в готовность в чрезвычайных ситуациях;
- величина показателя поражающего фактора ЧС, после воздействия которого пункт управления сможет продолжать свою работу;
- безотказность работы системы управления с учетом дублирования;
- наличие, технические возможности и состояние средств связи;
- мероприятия по повышению устойчивости управления в чрезвычайных ситуациях.

*Надежность материально-технического снабжения (МТС) и производственных связей оценивается по следующим параметрам:*

- запасы сырья, топлива, комплектующих изделий и других материалов, обеспечивающих автономную работу объекта;
- неразрывность существующих связей с поставщиками комплектующих изделий и потребителями готовой продукции;
- наличие и реальность планов перевода производства на использование местных ресурсов;

*Готовность объекта к восстановлению нарушенного производства оценивается по:*

- наличию планов и графиков восстановления объекта при получении слабых и средних разрушений;
- обеспеченности восстановительных работ материалами, оборудованием, строительными конструкциями;
- наличию и качеству технической документации для проведения восстановительных работ;
- количеству и состоянию подготовки ремонтно-восстановительных бригад.

Показателями готовности объекта к восстановлению нарушенного производства может быть время восстановления производства при получении слабых и средних разрушений.

На основе проведенного анализа делается вывод о готовности объекта к ЧС и разрабатываются мероприятия, направленные на повышение готовности объекта к восстановлению нарушенного производства. Заметим, что на АЭС существует специальная служба гражданской обороны, (ГО, не путать с гермообъемом!), в функции которой входит анализ и поддержание необходимого уровня устойчивости блока к ЧС. Поскольку все перечисленные мероприятия относятся к защитным мерам по безопасности, отображают возможность функционирования АЭС в режиме ЧС, очевидно, что они характеризуют соответствующую сторону культуры безопасности, отображают «живучесть» АЭС в случае проектных и запроектных аварий.

Ниже приводятся новые исследования российских ученых по повышению устойчивости объектов ядерной энергетики на основе новых концепций управления риском.

#### 14.4. Управление рисками: концепция повышения эксплуатационной устойчивости и развития

По мнению российских ученых [109] устойчивость работы АЭС в рыночных условиях необходимо рассматривать в еще более общем виде, с учетом стоимости мероприятий по безопасности и ущерба от возможных угроз. Нужны системные решения по управлению процессами и совокупными рисками, способными увеличить инвестиционную привлекательность и капитализацию АЭС. Такой подход соответствует принципу ALARA и является наиболее общим.

Повышение эксплуатационной устойчивости российских АЭС, работающих в рыночных условиях, нуждается в *рентабельной безопасности*, в проведении экономически эффективных модернизаций всех производственных процессов. Сегодня нужны системы и механизмы управления, связанные со стоимостью риска и экономическими выгодами от снижения риска. В этом новом для атомной энергетики направлении начинают работать российские и зарубежные специалисты [110-115].

В настоящее время во многих отраслях человеческой деятельности происходит смена концепций управления риском [116]. В частности, концепция "безопасность - риск" заменяется концепцией "устойчивое развитие - риск". И это оправдано: ведь критики концепции безопасности (рассматриваемой как состояние защищённости объекта) полагают, что АЭС следует "закрыть" либо по причине "недостатка защиты", либо от её "избытка" - поскольку АЭС будут нерентабельны и неконкурентоспособны [117]!

В новой концепции предлагается связать эксплуатационную устойчивость и развитие АЭС с уровнем организационно - технологического риска, в качестве которого рассматривается *операционный риск* (ОР). Однако без построения интегрированной системы управления рисками, включающей операционный, финансовые и стратегический риски, невозможно обеспечить развитие сложных технических систем. В этом смысле авторы отстаивают следующую парадигму: защищённость от ядерной и радиационной аварий необходимый, но недостаточный критерий успешного функционирования атомных станций, для обеспечения устойчивого развития АЭС необходима система управления рисками процессов во всех направлениях деятельности.

**Связь концепции с целевыми программами.** Управление рисками АЭС должно развиваться в рамках Национальных и Международных программ (например, в России - ФЦП "Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы", программы ВАО АЭС "Миссии технической поддержки" и др.). *Операционные риски*, в отличие от финансовых, характеризуются высокой частотой и значительной "тяжестью" последствий (убытками). Область воздействия ОР соответствует уровню 0-3 Международной шкалы ядерных событий INES и вероятностям событий  $10^{-3}$  -  $10^0$  год<sup>-1</sup>. Экономическую политику управления рисками АЭС необходимо строить на основе имеющегося международного опыта,

например, в соответствии со стандартом COSO ERM Framework "Концептуальные основы управления рисками организаций" и принципов, выработанных Международным Базельским комитетом.

Возможно, что смена концепции управления рисками АЭС приведёт к пересмотру некоторых законов (например, в России - Федерального закона "О техническом регулировании"), путём внесения в них соответствующих дополнений. Но даже без пересмотра законов можно уже сегодня продвигаться в желаемом направлении: направление 1 (развитие мощностей) и направление 2 (переход к инновационным технологиям). По направлению 1 - в части проведения комплекса работ по продлению сроков эксплуатации энергоблоков и вывод из эксплуатации энергоблоков первого поколения. По направлению 4 - актуализация нормативной правовой базы, в части создания внутренней нормативной базы для развития и управления рисками АЭС.

**Что понимать под управлением рисками?** Управление рисками АЭС направлено на сохранение и создание стоимости предприятия, сокращение числа негативных событий и убытков в хозяйственной деятельности. В стандарте «COSO ERM Framework» [116] дано следующее определение. **Управление рисками предприятия** – это процесс, осуществляемый советом директоров (наблюдательным советом), менеджерами и другими сотрудниками, который начинается при разработке стратегии и затрагивает всю деятельность предприятия. Он направлен на выявление событий, которые могут влиять на предприятие, и управление связанным с этими событиями риском, а также контроль того, чтобы не был превышен риск-аппетит предприятия и обеспечивалась разумная гарантия достижения целей его деятельности.

Одним из способов управления изменениями любого предприятия, его развитием, осуществляемым через совершенствование процессов и технологий, является управление операционным риском.

**Операционный риск** – возможность возникновения убытков в результате недостатков или ошибок в ходе осуществления *внутренних процессов*, связанных с людьми, системами, технологиями, а также вследствие внешних негативных воздействий.

К внешним негативным воздействиям относятся: террористические акты; природные катастрофы; изменения требований Регулирующих/Надзорных органов и т.п. Следует подчеркнуть, что качество *технологических процессов* определяется уровнем операционного риска, выраженного в денежной форме.

**Управление операционными рисками** – это способ управления процессами в условиях неопределённости, направленный на повышение уровня устойчивости предприятия и его развитие, снижение операционных потерь, осуществляемый через:

- совершенствование бизнес-процессов (совершенствование технологий, процедур контроля, регламентов, повышение качества персонала, рациональное использование капитала);

- построение адекватной критериям развития организационной структуры с независимой службой внутреннего контроля и аудита;
- развитие мотивации сотрудников.

Выделяют два уровня управления операционным риском (ОР): организационное управление и процессное управление ОР. Следует отметить, что принципы организационного управления ОР наиболее полно продуманы бизнес-сообществом, нежели специалистами энергетиками. На рис.14.3 представлена схема [118] организационного управления, построенная на принципах, выработанных Международным Базельским комитетом, и сгруппированных по классам задач:

- задачи создания среды управления;
- задачи взаимодействия с органами надзора;
- задачи управления ОР;
- задачи раскрытия информации.

На этом же рисунке показано распределение полномочий между органами корпоративного управления, ответственных за реализацию этих принципов: наблюдательного совета; исполнительного руководства; надзорных органов.

Основными методами управления ОР являются:

- методы идентификации (выявления), оценки и мониторинга ОР;
- моделирование бизнес-процессов и регламентирование операций;
- ограничение ОР с помощью системы лимитов;
- создание резервов (на потери, внеплановый ремонт, модернизацию, поддержание непрерывности деятельности и т.п.);
- контроль и аудит бизнес-процессов;
- организация системы отчетности по вопросам управления ОР;
- минимизация ОР путем повышения качества бизнес-процессов;
- стимулирование служащих и менеджмента;
- поддержание достаточности капитала под ОР;
- страхование, передача риска или его части третьим лицам.



Рис. 14.3. Компоненты организационного управления операционными рисками

**Реагирование на риск.** После анализа и оценки риска исполнительное руководство должно выбрать метод реагирования на риск - уклонение от риска, принятие, сокращение или перераспределение риска (например, страхование), путём разработки мероприятий, приводящих к допустимому уровню риска (лимиту на риск, устанавливаемому внутренними нормативными документами). Эти мероприятия могут включать программы управления технологическими активами с учётом приоритетов по ремонту и замене оборудования АЭС. Процедуры реагирования на риск должны быть поддержаны средствами контроля, чтобы гарантировать эффективность и своевременность установленных процедур.

Разумеется, обеспечить эффективность процесса реагирования на риск невозможно без внесения изменений в организационно – функциональную структуру АЭС. В структуре управления АЭС должны быть предусмотрены

подразделения координации управления рисками, подчинённые исполнительному руководству, и службы контроля и аудита, подчинённые наблюдательному совету корпорации.

Чрезвычайно важным является взаимодействие органов корпоративного управления и управления рисками. Корпоративное управление должно согласовывать ресурсы и цели предприятия. Для такого согласования необходимы соответствующие стимулы. Такими побуждающими стимулами могут быть совокупные риски и чистая прибыль предприятия. Например, размер вознаграждения  $S$  руководителя (модель американской компании Stern Stewart & Co):

$$S = k * EVA + f(x_1, \dots, x_n), \quad EVA = E - COE * RC,$$

где  $EVA$  экономическая добавленная стоимость;  $k$  – фиксированный процент;  $x_1, \dots, x_n$  – нефинансовые показатели, соответствующие критериям "лидерство", "отношения с субъектами управления" и т.п.  $E$  – чистая прибыль после уплаты налогов и процентов;  $COE$  – доходность на акционерный капитал;  $RC$  – рискованный капитал, резервируемый под совокупные риски предприятия. Рискованный капитал  $RC$  должен покрывать все непредвиденные потери, рассчитываемые для установленного нормативными документами квантиля распределения потерь (например, для  $\alpha = 99,9\%$ ). Авторы полагают, что именно добавленная стоимость с учётом рисков может служить оценкой деятельности руководителя среднего и высшего уровней управления АЭС, будет способствовать адекватному реагированию на риск в нынешних кризисных условиях!

Предлагаемая концепция управления рисками не является чем-то исключительным. Мировая практика знает немало аналогичных подходов к управлению рисками. Все они имеют свои достоинства и недостатки. Этой проблемой в мире занимаются целенаправленно, чтобы обеспечить конкурентоспособность своих предприятий. А в атомной энергетике информационно-технологический плацдарм захватывает компания IBM. Ею в 2007 г. созданы структуры: Консультативный совет по атомной энергетике IBM Nuclear Power Advisory Council (NPAC), Глобальный центр перспективных технологий для атомной энергетике (Global Center of Excellence for Nuclear Power). Важным направлением деятельности глобального центра на 2008 г. является контроль элементов риска для новых атомных электростанций и других предприятий отрасли. Для организаций, работающих в области ядерной энергетики IBM разработала и внедряет средство управления активами и службами **IBM Maximo for Nuclear Power**, в основе которого лежит Web-архитектура J2EE.

## Выводы.

Возможность не выполнения цели, заявленной в начале раздела, есть риск. Но если его принять, то несомненны следующие выгоды от внедрения системы управления рисками АЭС.

- Система выявляет «узкие места» в технологических процессах.
- Формирует стимулы совершенствования процессов путём минимизации риска, оптимизации численности персонала и его зарплаты.
- Улучшает финансовые результаты.
- Повышает эксплуатационную устойчивость АЭС за счёт повышения качества технологических процессов и контроля рисков. Обеспечивает условия оптимизации программ модернизации и ремонта оборудования и в конечном итоге обеспечивает развитие сложных технических систем.

## **14.5. Модернизированные реакторы**

Коренным решением проблемы устойчивости АЭС является использование РУ новых конструкций – 3+ и 4 поколений, с использованием «пассивных защит». В ближайшее время в России в качестве реакторов 3 поколения предполагается использовать модернизированные реакторы, описание которых приведено ниже.

### ***14.5.1. Модернизированные реакторы ВВЭР***

При той же мощности, реакторы нового поколения для Российских АЭС отличаются повышенной безопасностью. Первой АЭС с модернизированным реактором ВВЭР-1000 будет атомная станция нового поколения АЭС-92 на базе реактора ВВЭР-1000, которая в настоящее время строится на площадке 2-й очереди Нововоронежской атомной станции. АЭС III поколения обладает более совершенной технологией по обеспечению безопасности применительно к ныне функционирующим реакторам легководного типа. При разработке проекта атомной электростанции проектировщики ориентировались на максимальное снижение роли человеческого фактора. Как показали аварии на АЭС "Три-майл-айленд" и в Чернобыле, для существенного повышения безопасности эксплуатации ядерного реактора необходимо учитывать принципы взаимодействия "человек-машина" (оператор-реактор) и заложить в саму конструкцию станции противодействие возможным ошибкам операторов. Именно на это направлены технические новинки, примененные в усовершенствованном проекте АЭС-92. В проект включены пассивные системы безопасности. Под этим термином понимаются системы, работающие практически без подвода энергии извне и не требующие вмешательства оператора. Реализована концепция двойного назначения активных систем безопасности, значительно уменьшающая вероятность необнаруженных отказов. Для предотвращения неуправляемой цепной реакции в реакторе используются специальные регулирующие стержни из нейтронопоглощающих материалов. Ввод их в активную зону приводит к немедленному гашению ядерной реакции. В реакторе ВВЭР-1000 проекта АЭС-92 для повышения надежности аварийной защиты количество регулирующих стержней увеличено.

Аварийная защита настолько эффективна, что в случае аварии полностью

«глушит» реактор и, в отличие от предыдущего поколения реакторов, поддерживает его в «заглушенном» состоянии без применения растворов борной кислоты. Тем не менее, в проекте АЭС-92 предусмотрена дополнительная пассивная аварийная система защиты (быстрый ввод борного раствора), которая способна заменить систему аварийной защиты реактора с использованием поглощающих стержней.

Основные функции безопасности выполняются независимо друг от друга двумя различными по принципу работы системами. Наличие двойной защитной оболочки (контейнмента) предотвращает аварийный выход наружу радиоактивных продуктов и обеспечивает защиту реактора от таких внешних воздействий, как взрывная волна или падение самолета. Все это в совокупности с увеличением надежности систем, снижением вероятности отказа и уменьшением роли человеческого фактора повышает уровень безопасности АЭС.

Развитием идей АЭС-92 явилось создание реакторной установки ВВЭР-1000 (В-392). Тепловая мощность 3000 МВт. Главное отличие этого проекта от других проектов ВВЭР большой мощности - применение усовершенствованного оборудования и внедрение дополнительных пассивных систем безопасности в сочетании с активными и традиционными пассивными системами, что повышает надежность оборудования реакторной установки и позволяет более эффективно предотвращать и смягчать последствия проектных и запроектных аварий. В проекте применен эволюционный подход к проектированию, т.е. в основном применяются отработанные технологии, узлы, системы и опыт проектирования, изготовления и эксплуатации предыдущего поколения АЭС с ВВЭР. В-392 рассчитана на сейсмическое воздействие при проектном землетрясении в 7 баллов по шкале MSK 64 и при максимальном расчетном землетрясении в 8 баллов по шкале MSK 64.

В проекте В-392 применены: усовершенствованный реактор ВВЭР-1000, включая применение усовершенствованной, более экономичной и надежной активной зоны, исключаяющей положительные эффекты реактивности из-за обратных связей по параметрам; усовершенствованный парогенератор; главный циркуляционный насос с усовершенствованной конструкцией уплотнений; система пассивного отвода тепла; дополнительная система залива активной зоны реактора; пассивная система быстрого ввода бора; АСУ, включая комплекс систем диагностики; концепция «течь перед разрушением».

#### ***14.5.2. Многопетлевой кипящий энергетический реактор МКЭР-800***

Развитием канальных реакторов является многопетлевой кипящий энергетический реактор электрической мощностью 800 МВт (МКЭР-800). Его конструкционные особенности:

- предусмотрена глубоко эшелонированная защита, основанная на применении нескольких барьеров на пути распространения ионизирующих



излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду. Система барьеров включает топливную матрицу; оболочки ТВЭЛов; границу контура циркуляции, охлаждающего активную зону; герметичный кожух, ограничивающий реакторное пространство; герметичное охлаждение локализующей системы безопасности;

- многопетлевая (16 петель) модульная конструкция реактора допускает без превышения максимального проектного предела повреждения ТВЭЛов разрыв любого конструктивного элемента циркуляционного контура, включая наиболее крупный сосуд этого контура – корпус сепаратора пара;

- охлаждение активной зоны осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя, интенсифицируемой работой водоструйных насосов (инжекторов), что повышает безопасность реактора в нормальных и аварийных режимах, связанных с отказом главных циркуляционных насосов и обслуживающих систем. Наряду с этим облегчается эксплуатация реактора, так как упрощаются оборудование и схемы и сокращается количество технологических систем;

- для обеспечения надежного охлаждения активной зоны при авариях с разрывами в системах трубопроводной обвязки оборудования и при длительном полном обесточивании реактор снабжен системой расхолаживания, основанной на пассивном принципе работы и способной расхолаживать реактор без подвода энергии больше 72 ч;

- в системе контроля, управления и защиты реактора предусмотрены две независимые системы аварийной защиты, каждая из которых переводит реактор из любого рабочего состояния в подкритическое. Одна из этих систем - стержневая, другая - жидкостная. По сигналу аварийной защиты стержни движутся сверху вниз, а в каналы жидкостной системы снизу вверх подается поглощающий нейтроны концентрированный раствор соли гадолиния;

- АСУТП обеспечивает контроль параметров, характеризующих работу энергоблока в нормальных эксплуатационных и аварийных режимах, а также управление системами нормальной эксплуатации и системами безопасности;

- система аварийного отвода пара из реакторного пространства обеспечивает целостность конструкции реактора при одновременном разрушении труб примерно 100 топливных каналов, т.е. всех каналов одной циркуляционной петли;

- проект МКЭР-800 выполнен с учетом максимального проектного землетрясения интенсивностью до 8 баллов по шкале MKS-64;

- реакторная установка рассчитана на эксплуатацию в течение 50 лет.

Перспектива развития ядерной энергетики однозначно определяется возможностью гарантированной безопасности населения и окружающей среды. Высокий уровень безопасности достигается за счет совершенствования активных, введения пассивных защитных и локализующих систем, а также последовательной реализации концепции

внутренне присущей безопасности. Создание реакторов нового поколения, обладающих свойством самозащищенности, позволяет обеспечить устойчивость к отказам оборудования и ошибкам персонала, ограничить радиационные последствия самых тяжелых аварий, исключить необходимость эвакуации населения. Значительное упрощение систем за счет использования пассивных систем безопасности, применение экономических топливных циклов и высокие ресурсные характеристики оборудования дают возможность улучшить экономические показатели АЭС с реакторами повышенной безопасности. Более подробно реакторы нового поколения рассмотрены в гл.16.

#### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Объясните понятие устойчивости АЭС к внешним и внутренним угрозам.
2. Перечислите проектные меры обеспечения устойчивости АЭС.
3. Сформулируйте понятия аварийная готовность и реагирования.
4. Расскажите о модернизированных реакторах.

## **ГЛАВА 15. СВЯЗЬ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ С ДРУГИМИ СФЕРАМИ БЕЗОПАСНОСТИ**

Культура безопасности является современным фундаментальным эффективным принципом управления безопасностью. Вместе с тем, до настоящего времени управления опасными объектами, атомными станциями в том числе, осуществлялось на основе других принципов. Эти принципы формировались с годами развития техники, причем в каждой сфере безопасности, они были различными, мало связанными между собой. Более того специалисты разных сфер безопасности практически не общались между собой, не вмешивались в другие сферы, по принципу "не мое это дело".

В соответствии с действующими законами Украины вся сфера контроля и регулирования безопасности АЭС разделена на такие составляющие:

- Ядерная и радиационная безопасность.
- Пожарная безопасность.
- Охрана труда.
- Гражданская защита.

Проследим связь сфер безопасности на примере ядерной отрасли.

### **15.1. Регулирование деятельности потенциально опасных объектов (ПОО)**

Данный небольшой раздел приводится с целью демонстрации того, что АЭС не исключение из правил, а наоборот, нормы и правила регулирования безопасности в ядерной энергетике более совершенны.

Существование ПОО и обеспечение их эффективной работы требует создания надлежащей нормативно-правовой базы. Комплексный подход к созданию нормативно-правовой базы предусматривает существование и непрерывное совершенствование таких направлений:

- международные нормы, правила и договоры;
- законодательные акты;
- постановления Кабинета Министров;
- руководящие методические материалы, государственные стандарты;
- технические стандарты;
- методики и другие нормативные документы;
- организационно-распорядительные (эксплуатационные) документы.

Перечень основных нормативно-правовых актов действующих в Украине, которые обеспечивают функционирование ПОО и правовое оформление их отношений с другими министерствами, ведомствами, учреждениями, предприятиями и организациями, что касается регулярного предоставления документальных и структурируемых данных относительно проблем безопасности, связанных с ЧС приведены в таблице 15.1.

В таблице 15.1 приведены, в качестве примеров, базовые нормативные акты высшего законодательного уровня, которые закрепляют право граждан

на жизнь в благоприятных экологических условиях, определяют функции органов государственной власти в сфере обеспечения безопасности населения и территорий, устанавливают систему управления ликвидацией ЧС, а также закрепляют порядок покрытия причиненного убытка и привлечения к ответственности.

Таблица 15.1. Базовые нормативные акты по безопасности

Название документа	
1.	Закон Украины "О предупреждении и ликвидации чрезвычайных ситуаций и их последствий".
2.	Закон Украины "О чрезвычайном состоянии".
3.	Закон Украины "О промышленной безопасности".
4.	Закон Украины "Об экологической безопасности".
5.	Закон Украины "О ядерной и радиационной безопасности".
6.	Закон Украины "О гражданской обороне Украины".
7.	Закон Украины "О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций естественного и техногенного характера".
8.	Закон Украины "О социальной защите граждан, которые пострадали вследствие аварий и катастроф".
9.	Закон Украины "О правовом режиме чрезвычайного состояния".
10.	Закон Украины "Об охране труда"
11.	Соглашение о взаимодействии государств - участниц Содружества Независимых Государств на случай эвакуации их граждан с третьих стран в случае возникновения чрезвычайных ситуаций.
12.	Соглашение между Кабинетом Министров Украины и Правительством Венгерской Республики о сотрудничестве и предоставлении взаимной помощи в отрасли предупреждения чрезвычайных ситуаций и ликвидации их последствий.
<i>Постановления Кабинета Министров</i>	
13.	О контроле за выполнением мер относительно предотвращения чрезвычайных ситуаций и ликвидации их последствий.
14.	Положение про единую государственную систему предотвращения и реагирования на чрезвычайные ситуации техногенного и естественного характера.
15.	Положение о классификации чрезвычайных ситуаций.
16.	Положение о Гражданской обороне Украины.
17.	О Порядке возмещения ущерба лицам, которые пострадали от чрезвычайных обстоятельств.
18.	Об образовании Государственного координационного центра реагирования на чрезвычайные ситуации на водных объектах.
19.	О порядке финансирования работ по предотвращению и ликвидации чрезвычайных ситуаций и их последствий.
20.	Об утверждении Положения об организации оповещения и связи в чрезвычайных ситуациях.

В разделе "Постановления Кабинета Министров" приведены некоторые законодательные акты, которые регулируют отношение в сфере информационной среды общей системы управления Государством, и обеспечивают эффективное решение заданий сбора, накопления, обработки и передачи информации, которая используется разнообразными структурами

и органами Государственного управления относительно ЧС, а также для прогнозирования их возникновения. К этому разделу относятся также положения, которые предусматривают решение заданий регулирования, управления, создания, разработки, анализа, надзора, контроля относительно ЧС.

Необходимо обратить внимание на то, что Постановления Кабинета Министров заполняют (пустые) места в законодательстве страны, они действуют как временная правовая база. В практике регулирования безопасности АЭС действуют закон, нормы и правила, детальное описание которых приведено ниже. К сожалению, действующая нормативная база безопасности Украины содержит много неточностей и противоречий, во многих случаях не соответствует современным принципам обеспечения безопасности, что объясняется трудностями становления самостоятельного государства [75].

## **15.2. Функции ядерного регулирования**

Регулирование ядерной безопасности основано на базовых государственных и юридических инфраструктурах, главная из которых Государственная инспекция ядерного регулирования Украины<sup>16</sup> - национальный регулирующий орган. Эти инфраструктуры должны охватывать не только эксплуатацию реакторов, но и радиационную безопасность, обращение с радиоактивными отходами и перевозку ядерных материалов.

Главная функция регулирующего органа состоит в санкционировании деятельности тех, кто использует ядерную энергию. Регулирующему органу необходимо сначала установить принципы и критерии безопасности, которые он будет использовать в качестве основы для принятия решений. Только после этого он будет вправе выдавать разрешения на осуществление различных видов деятельности.

Другой главной функцией регулирующего органа является инспекционная деятельность, которая проводится с тем, чтобы определить, соблюдают ли установленные условия владельцы лицензий на эксплуатацию станций или кандидаты на их получение.

Если обнаруживается случай несоблюдения, то регулирующий орган имеет право в принудительном порядке обеспечить выполнение условий, на которых было выдано разрешение. Например, регулирующий орган может отказывать в возобновлении лицензии на эксплуатацию станции до тех пор, пока не будут выполнены некоторые важные условия.

В принципе любая схема управления укладывается в простой алгоритм, представленный на рис. 15.1. Особенностью управления безопасностью АЭС является разработка корректирующих и предупреждающих мероприятий. Обоснованность мероприятий здесь проверяется тщательными расчетами и

---

<sup>16</sup> До 2012 г. Государственный комитет ядерного регулирования Украины

анализами безопасности, правильность выводов должны подтвердить проектные и конструкторские организации оборудования. Разрешение на внедрение мероприятий дает национальный орган ядерного регулирования – ГИЯРУ.

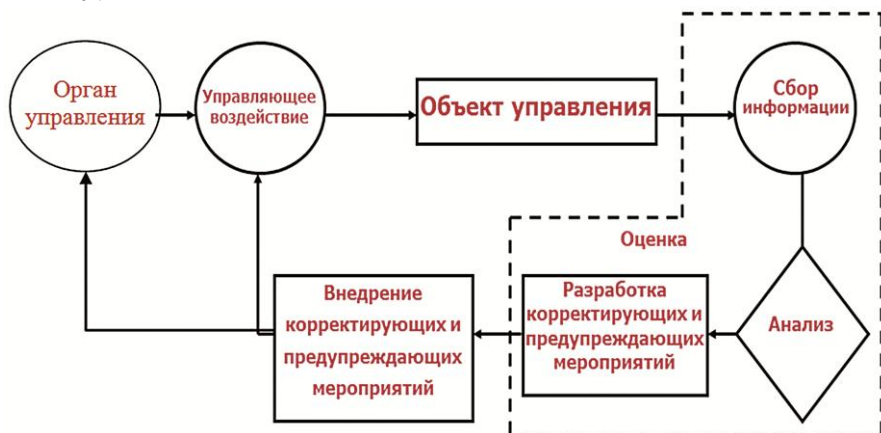


Рис.15.1. Алгоритм управления ПОО

Функции национального органа (ядерного) регулирования описаны в главе 1, кратко их можно сформулировать в следующих тезисах:

- формирование критериев и принципов безопасности (**нормативное регулирование**);
- оценка безопасности заявленной деятельности и выдача лицензий (разрешений) на эту деятельность, включающих пределы и условия безопасности этой деятельности (**лицензирование**);
- контроль соблюдения лицензиатом пределов и условий безопасности разрешенной деятельности (**надзор**);
- принудительные меры, чтобы побудить Лицензиата соблюдать пределы и условия безопасности, установленные лицензией (**принуждение**).

Развитие ядерной энергетики в Украине, как и во всем мире, происходило на фундаменте своих военных предшественников. Но в отличие от стран с рыночной экономикой у нас образовались некоторые пробелы законодательства в связи с неустойчивостью вновь образованных государственных органов управления, потому нормативную базу Украины требуется гармонизировать с международными стандартами [75].

Опора на систему нормативных документов, согласование деятельности во времени и пространстве должно стать основой ядерного регулирования. Нормативные документы этого направления – это интеграция науки и практики, должны постоянно пересматриваться и обновляться в строгом соответствии с развитием отрасли, совершенствованием процессов эксплуатации и контроля безопасности. Основная философия ядерной энергетики - высокое качество систем, конструкций и элементов, чтобы предотвратить чрезвычайные ситуации. Качество оборудования и подготовки

персонала обеспечивает безаварийную работу АЭС даже при появлении исходных событий аварий, например, течью первого контура. Вообще, на протяжении многих лет эксплуатации сформировался набор показателей безопасности, которые дают некоторые представления о безопасности объекта.

На основе этих подходов проектировались реакторы ВВЭР и РБМК первого поколения.

### **15.3. Учитываемые стандартами показатели безопасности.**

Общая структура классификатора показателей эффективности и безопасности работы энергоблока, в соответствии с отраслевым стандартом [74], представлена на рис. 15.2. На первом уровне иерархии расположены шесть стратегических направлений, выбранных для оценки эксплуатационной безопасности и технического состояния энергоблока АЭС: ядерная безопасность, радиационная безопасность, техническая безопасность, безопасность труда, техническое состояние энергоблока и культура безопасности. На более низких уровнях расположены группы стратегических и специальных показателей, через которые проявляется состояние стратегических направлений, находящихся на верхнем уровне. Каждому направлению соподчинены определённые подгруппы показателей. Культура безопасности представлена отдельным направлением и взаимосвязана со всеми перечисленными аспектами безопасности и техническим состоянием АЭС.

Оценка технической безопасности представлена группой, содержащей три подгруппы показателей:

- показатели состояния физических барьеров;
- показатели выработки цикла проектных режимов;
- показатели ведения ВХР;

Оценка безопасности труда представлена группой, содержащей две подгруппы показателей:

- показатель производственных потерь;
- показатель частоты возникновения пожаров.

[illegible]

Рис.15.2. Структура показателей безопасности



Группа показателей безопасности труда характеризуют эффективность мероприятий, направленных на соблюдение норм и правил техники безопасности, снижение случаев травматизма и предупреждение пожаров.

Оценка технического состояния энергоблока представлена группой, содержащей одну подгруппы показателей - показатели устойчивости и использования энергоблока.

Группа показателей технического состояния энергоблока характеризует эффективность мероприятий, направленных на повышение энерговыработки и стабильности работы оборудования энергоблока.

Оценка культуры безопасности представлена группой, содержащей две

подгруппы показателей (рис. 15.3):

- показатели обеспечения качества эксплуатации;
- показатели эффективности обратной связи по опыту эксплуатации.

Показатели культуры безопасности в сочетании с системой обеспечения качества отражают приоритетность решения проблем безопасности среди всего спектра задач, возникающих при эксплуатации энергоблока, и характеризуют эффективность мероприятий, направленных на усовершенствование системы качества ведения эксплуатации и ремонта, предотвращение и снижение количества нарушений в работе энергоблока АЭС.



Рис. 15.3. Структура показателей культуры безопасности

Комплекс, приведенных стратегических показателей включает двенадцать подгрупп, каждая из которых содержит от одного до семи

коэффициентов. Расчётные формулы некоторых показателей приведены в предыдущих главах.

## 15.4. Охрана труда

В соответствии с документами МОТ, обеспечение охраны труда, включая соответствие требованиям охраны труда, установленным национальными законами и правилами, входит в обязательства и обязанности работодателя. Работодатель должен продемонстрировать свои безусловное руководство и приверженность деятельности по охране труда в организации и организовать создание системы управления охраной труда. Основные элементы системы управления охраной труда – политика, организация, планирование и осуществление, оценка и действия по совершенствованию, представлены на рис. 11.4, гл.11. Их полное описание представлено в стандарте МОТ [18], ниже приводится описание основных международных принципов безопасности труда. Для персонала АЭС важное значение имеют радиационно-опасные работы (РОР). Процедура планирования выполнения радиационно-опасных работ цехом радиационной безопасности (ЦРБ) представлена на рис.15.4.



Рис. 15.4. Процедура выполнения радиационно-опасных работ (РОР)

Исходя из опыта практической деятельности, устанавливаются

следующие критерии необходимости разработки программ выполнения радиационно-опасных работ: 1) ожидаемая коллективная доза для данной работы превышает 0,2 чел·Зв; 2) мощность дозы от оборудования или материалов при выполнении работ составляет более 1 мЗв/час.

#### ***15.4.1. Короткое описание процедур охраны труда.***

##### **Предотвращение опасностей**

В соответствии с основными международными принципами охраны труда процессы охраны труда должны содержать предупредительные и регулирующие меры. Как видим, требования совершенно аналогичны общим требованиям безопасности, что изложены в предыдущих главах. Предупредительные меры должны иметь безусловный приоритет. Опасности и риски для безопасности и здоровья работников должны быть в оперативном порядке идентифицированы и оценены. Предупредительные и регулирующие меры должны быть осуществлены в следующем порядке приоритетности<sup>1</sup>:

- (а) устранение опасности/риска;
- (б) ограничение опасности/риска в его источнике путем использования технических средств коллективной защиты или организационных мер;
- (в) минимизация опасности/риска путем проектирования безопасных производственных систем, включающих меры административного ограничения суммарного времени контакта с вредными производственными факторами; и
- (г) там, где оставшиеся опасности/риски не могут быть ограничены средствами коллективной защиты, работодатель должен бесплатно предоставить соответствующие средства индивидуальной защиты, включая спецодежду, и принять меры по гарантированному обеспечению их использования и технического обслуживания.

Следует установить процедуры или мероприятия по предупреждению и регулированию опасностей, которые должны:

- (а) соответствовать опасностям и рискам, наблюдающимся в организации;
- (б) регулярно анализироваться и, при необходимости, модифицироваться;
- (в) соблюдать национальные законы и правила и отражать передовой опыт; и
- (г) учитывать текущее состояние знаний, включая информацию или отчеты организаций, таких как инспекции труда, службы охраны труда и другие службы, в соответствии с обстоятельствами.

Как видим, в отношении охраны труда на АЭС также действует принцип минимизации рисков, сформулированный ранее как принцип ALARA, т.е. все сферы безопасности пересекаются по причине общности целей – защите человека (работника) от опасных и вредных факторов производства.

##### **Управление изменениями**

Воздействие на охрану труда внутренних изменений (таких как прием на

---

<sup>1</sup> Текст приводится в полном соответствии со стандартом МОТ

работу, появление новых технологических и трудовых процессов, организационных структур или приобретение компаний) и внешних изменений (например, в результате совершенствования национальных законов и правил, слияния компаний, развития знаний по охране труда и технологий) должно быть оценено, а соответствующие предупредительные меры выполнены еще до введения изменений в жизнь.

Перед любым изменением или внедрением новых приемов труда, материалов, процессов или оборудования должны быть выполнены идентификация опасностей и оценка рисков на рабочих местах. Такая оценка должна быть сделана с учетом консультаций и при участии работников и их представителей и комитета по охране труда, где это необходимо.

При осуществлении «решения об изменениях» следует гарантированно обеспечить надлежащее информирование и подготовку всех членов организации, которых затрагивает это решение.

### **Предупреждение аварийных ситуаций, готовность к ним и реагирование**

В соответствии со стандартами МОТ, следует разрабатывать (установить) и поддерживать в рабочем состоянии мероприятия по предупреждению аварийных ситуаций, обеспечению готовности к ним и реагированию. Эти мероприятия должны определять возможный характер и масштаб несчастных случаев и аварийных ситуаций и предусматривать предупреждение связанных с ними рисков в сфере охраны труда. Все мероприятия должны быть разработаны в соответствии с размером и характером деятельности организации. Они должны:

- (а) гарантировать, что имеющаяся необходимая информация, внутренние коммуникативное взаимодействие и координация обеспечат защиту всех людей в случае аварийной ситуации в рабочей зоне;
- (б) предоставлять информацию соответствующим компетентным органам, территориальным структурам окружающего района и службам аварийного реагирования и обеспечивать коммуникативное взаимодействие с ними;
- (в) предусматривать оказание первой и медицинской помощи, противопожарные мероприятия и эвакуацию всех людей, находящихся в рабочей зоне; и
- (г) предоставлять соответствующую информацию и возможность подготовки всем членам организации на всех уровнях, включая проведение регулярных тренировок по предупреждению аварийных ситуаций, обеспечению готовности к ним и реагированию.

Мероприятия по предупреждению аварийных ситуаций, обеспечению готовности к ним и реагированию должны быть установлены совместно с внешними аварийными службами и другими органами там, где это целесообразно. На АЭС мероприятия по предупреждению аварийных ситуаций приводятся в должностных инструкциях, инструкциях по

ликвидации аварий и постоянно существующих на АЭС документах по повышению безопасности и безопасности труда в том числе.

В соответствии с документами МОТ работодатель обязан поддерживать материально-техническое снабжение процедур обеспечения безопасности. Следует установить и поддерживать в рабочем состоянии процедуры, гарантированно обеспечивающие, чтобы:

- (а) соответствие с требованиями обеспечения безопасности и охраны здоровья в организации было идентифицировано, оценено и включено в условия материально-технического снабжения и аренды;
- (б) требования национальных законов и правил, а также собственные требования организации по охране труда, были идентифицированы до приобретения товаров и услуг; и
- (в) мероприятия по достижению соответствия с этими требованиями были выполнены до использования этих товаров и услуг.

При выполнении подрядных работ на предприятии в соответствии с документами МОТ следует установить и поддерживать в рабочем состоянии мероприятия, гарантированно обеспечивающие, что требования организации по охране труда или, по крайней мере, их эквивалент, применяются к подрядчикам и их работникам. Относительно работы подрядчиков на атомных станциях к таким мерам следует относить, прежде всего, критерии радиационного облучения, нормы рабочего времени, организацию санитарного обслуживания, бесплатного питания, повышенной оплаты труда в соответствии со списком вредных и опасных работ и т.д.

Мероприятия в отношении подрядчиков, работающих на площадке организации, должны:

- (а) включать критерии охраны труда в процедуры оценки и выбора подрядчиков;
- (б) устанавливать эффективную текущую связь и координацию между соответствующими уровнями управления организации и подрядчиком до начала работы. При этом следует обеспечить условия для информирования об опасностях и меры по предупреждению и ограничению их воздействия;
- (в) включать мероприятия по уведомлению о травмах, ухудшениях здоровья, болезнях и инцидентах с работниками подрядчика при выполнении работ для организации;
- (г) обеспечивать соответствующие ознакомление с опасностями рабочих мест для обеспечения безопасности и охраны здоровья и подготовку для подрядчиков или их работников перед началом работы или в ходе работы, в зависимости от необходимости;
- (д) методично отслеживать соблюдение требований охраны труда в деятельности подрядчика на площадке организации; и
- (е) гарантировать, что требуемые процедуры и мероприятия по охране труда на площадке организации будут выполнены подрядчиком (подрядчиками).

## 15.5. Управление качеством, как одна из составляющих менеджмента АЭС

Руководство АЭС осознает, что достижение успеха организации возможно благодаря внедрению и сопровождению системы менеджмента качества, направленной на постоянное улучшение показателей деятельности и учету требований всех заинтересованных сторон. Чтобы повысить результативность работы необходимо улучшить эффективность системы качества, сделать ее более надежной и удобной. Менеджмент качества осуществляют руководители подразделений и структурных звеньев, а задача системы качества состоит в том, чтобы эффективно и удобно организовать их труд в русле единства целей предприятия. В свою очередь, это должно создать такие условия труда для специалистов и рабочих, при которых любая работа выполняется правильно, с первого раза, не допуская отклонений от норм, правил и стандартов по безопасности. Система качества должна обеспечить такие условия управления, при которых руководители полностью смогут реализовывать свой потенциал, не отвлекаясь на непроизводительный труд. Таким образом: *«менеджмент качества»* – это не какое-то отдельное направление деятельности, а совокупность приемов и методов управления предприятием, с помощью которых обеспечивается успех.

Заметим, что успех для АЭС - это, в первую очередь, безаварийная работа, обеспечение условий ядерной и радиационной безопасности для персонала (это охрана труда) и населения (это гражданская защита). Т.е., качество нужно рассматривать как категорию безопасности.

### 15.5.1. Основные термины качества

*Система качества* - совокупность взаимосвязанных и взаимодействующих элементов организационной структуры, определенных механизмов ответственности, полномочий и процедур организации, а также процессов и ресурсов, которые обеспечивают осуществление общего управления качеством и его соответствием установленным требованиям.

*Система управления качеством* - совокупность органов и объектов управления, которые взаимодействуют с помощью материально-технических и информационных средств во время управления качеством продукции.

*Система управления окружающей средой* - совокупность организационной структуры, деятельности и соответствующих ресурсов и методов для формирования, осуществления, анализа и актуализации экологической политики.

*Стандарт* - документ, который устанавливает для общего и многоразового применения правила, общие принципы или характеристики, которые касаются деятельности или ее результатов, с целью достижения оптимальной степени благоустроенности в определенной области, разработанный в установленном порядке на основе консенсуса.

*Международный и региональный стандарты* - стандарты, принятые соответственно международным и региональным органом стандартизации.

*Национальные стандарты* - государственные стандарты Украины, принятые центральным органом исполнительной власти в сфере стандартизации и доступные для широкого круга пользователей.

*Нормативный документ* - документ, который устанавливает правила, общие принципы или характеристики разных видов деятельности или их результатов.

*Технические условия* - документ, который устанавливает технические требования, которым должны отвечать продукция, процессы или услуги. Технические условия могут быть стандартом, частью стандарта или отдельным документом.

*Технический регламент* - нормативно-правовой акт, принятый органом государственной власти, которая устанавливает технические требования к продукции, процессам или услугам непосредственно или через ссылку на стандарты или воссоздает их содержание.

*Стандартизация* - деятельность, которая состоит в установлении положений для общего и многоразового применения относительно существующих или возможных задач с целью достижения оптимальной степени упорядочения в определенной сфере, результатом которой является повышение степени соответствия продукции, процессов и услуг их функциональному назначению, устранению барьеров в торговле и содействию научно-техническому сотрудничеству.

*Международная стандартизация* - стандартизация, которая проводится на международном уровне и участие в которой открыто для соответствующих органов всех стран.

*Орган стандартизации* - орган, который занимается стандартизацией, признанный на национальном, региональном или международном уровне, основными функциями которого являются разработки, одобрение или утверждение стандартов.

*Сертификация* - процедура, с помощью которой признанный в установленном порядке орган документально удостоверяет соответствие продукции, систем качества, систем управления качеством, систем управления окружающей средой, персонала установленным законодательством требованиям.

*Декларирование соответствия* - процедура, с помощью которой производитель или уполномоченное им лицо (далее - производитель) под свою полную ответственность документально удостоверяет, что продукция отвечает установленным законодательством требованиям.

### **15.5.2. Качество как категория безопасности**

Качество продукции (работ, услуг) и материалов - важная категория безопасности. Качество обеспечивается международными стандартами качества серии ISO 9000, ISO 14000 и др. Качество в области опасных технологий регулируются отдельным законодательством, стандартами и международными нормами [80-85]. Поэтому вопросы обеспечения качества функционирования объектов повышенной опасности, потенциально опасных

объектов и атомных станций рассматриваются отдельно. Общим есть то, что вопросы качества и безопасности везде решаются внедрением систем качества, стандартизации, в том числе международной стандартизации и сертификации продукции и систем качества.

Отношения, которые связаны с деятельностью в сфере стандартизации и применение ее результатов, регулируются законодательством, которое распространяется на субъекты хозяйствования независимо от формы собственности и видов деятельности, органы государственной власти, а также на соответствующие общественные организации.

Принимая во внимание постоянный рост требований к обеспечению безопасности высокотехнологических предприятий, в частности, в области использования ядерной энергии и радиационной безопасности, администрация предприятия должна стремиться к обеспечению качества как фактора, который гарантирует эффективное выполнение основных функций и главных задач.

Решение о разработке и внедрении системы качества как неотъемлемой части производственного процесса принимается, исходя из важности и необходимости создания условий, которые будут гарантировать эффективное осуществление сотрудниками предприятия своих функций.

Система качества разрабатывается на основе модели ДСТУ ISO 9001-95 „Системы качества. Модель обеспечения качества в процессе проектирования, разработки, производства, монтажа и обслуживания” и направлены на:

- обеспечение четкого выполнения требований действующего законодательства, норм, правил и стандартов из ядерной и радиационной безопасности;
- формирование доверия населения и международного сообщества к работам по оценке ядерной и радиационной безопасности, которые проводятся в Украине;
- повышение эффективности работ, которые выполняет предприятие за счет рационального использования имеющихся ресурсов.

Первоочередными задачами в области обеспечения качества администрация предприятия считает:

- разработку и внедрение внутренних стандартов в реальные процессы управления предприятием;
- повышение эффективности и качества работ, которые выполняются, и услуг, которые предоставляются, за счет оптимизации распределения функций и ответственности сотрудников предприятия;
- формирование культуры качества, понимание сотрудниками их роли в достижении необходимого уровня качества работ;
- систематическую оценку и анализ собственной деятельности, направленную на выявление и устранение недостатков;



- подготовку и обучение персонала, повышение квалификации сотрудников;
- оптимизацию затрат на выполнение работ и предоставление услуг при соблюдении надлежащего уровня их качества.

Администрация предприятия должна быть уверена, что реализация заявленной политики в области обеспечения качества повлияет как на повышение эффективности деятельности предприятия, так и окажет содействие повышению безопасности ядерно- и радиационно-опасных предприятий всей отрасли.

Свод положений по обеспечению качества на АЭС (выпуск № 50-C-QA серии изданий МАГАТЭ по безопасности) устанавливает общую структуру организации обеспечения качества. Дополнительная информация по данному вопросу приведена в руководстве из организации обеспечения качества для атомных электростанций (выпуск № 50-SG-QA7). Подразделение организации-производителя, которое отвечает за вопрос обеспечения качества, должны заниматься вопросами эффективного выполнения программы обеспечения качества, а также проверками и помощью в проведении инспекций и ревизий того, что работа выполнена правильно, соответственно документации и заранее составленным инструкциям. Лица, которые исполняют эти обязанности, не должны нести прямую ответственность за производство и обязаны докладывать в рамках организации на том уровне, который не принимает непосредственного участия в исчерпывающем рассмотрении сметных затрат, графика и выполнения работ, чтобы обеспечить независимое и объективное осуществления программы обеспечения качества.

### ***15.5.3. Стандартизация и сертификация систем качества***

Целью стандартизации в Украине является обеспечение безопасности жизни и здоровья человека, животных, растений, а также имущества и охраны окружающей среды, создание условий для рационального использования всех видов национальных ресурсов и соответствия объектов стандартизации своему назначению, содействие устранению технических барьеров в торговле.

Государственная политика в сфере стандартизации базируется на таких принципах:

- обеспечение участия физических и юридических лиц в разработке стандартов и свободного выбора ими видов стандартов при производстве или поставках продукции, если другое не предусмотрено законодательством;
- открытости и прозрачности процедур разработки и принятия стандартов с учетом интересов всех заинтересованных сторон, повышение конкурентоспособности продукции отечественных производителей;
- доступности стандартов и информации относительно них для пользователей;

- соответствия стандартов законодательству;
- адаптации к современным достижениям науки и техники с учетом состояния национальной экономики;
- приоритетности прямого внедрения в Украине международных и региональных стандартов;
- соблюдение международных и европейских правил и процедур стандартизации;
- участия в международной (региональной) стандартизации.

Кроме стандартов параметры качества продукции могут быть записаны в технических условиях (ТУ) и технических регламентах (ТР). Нужно заметить, что последние (ТР) в областях опасных технологий имеют другое содержание и назначение. В некоторых случаях законодательством устанавливаются необходимость подтверждения соответствия в законодательно регулируемой сфере.

Процедура подтверждения соответствия в законодательно регулируемой сфере для отдельных видов продукции, которая может представлять опасность для жизни и здоровья человека, животных, растений, а также имущества и охраны окружающей среды, вводится техническими регламентами по подтверждению соответствия. С введением в действие технических регламентов по подтверждению соответствия специально уполномоченный центральный орган исполнительной власти в сфере подтверждения соответствия официально публикует перечень национальных стандартов, добровольное применение которых может восприниматься как доказательство соответствия продукции требованиям технических регламентов. Производитель или поставщик также имеет право подтвердить соответствие продукции требованиям технических регламентов другими, чем соответствие стандартам, путями, предусмотренными этими регламентами.

Сертифицированная или стандартизированная продукция воспринимается потребителем более качественной и безопасной по целому ряду причин, в частности:

- исключается угроза здоровью потому, что соответствие стандартам предусматривает прохождение до производства стадии изучения действия продукции, ее влияния на живой организм и окружающую среду;
- условия хранения и сроки, которые указанные на упаковке также подтверждают ответственность и качество;
- технологические процессы, контроль которых выполняется постоянно, гарантируют повтор качества.

В соответствии с международными стандартами системы качества должны быть сертифицированы. Процедура сертификации системы качества – это деятельность независимой организации по подтверждению соответствия процессов, осуществляемых в организации и системы управления в целом, установленным требованиям.

В связи с вводом на АС в действие стандартов ISO 9001:2000 изменены требования к структуре систем качества, предполагается переход к

организации систем качества на основе процессного подхода. Такое построение обеспечивает совместимость деятельности по управлению системой качества с требованиями стандарта ДСТУ ISO 14001-98 "Управление окружающей средой".

Таким образом, для АЭС, как для потенциально опасного объекта воздействия на окружающую среду, переход на организацию деятельности по управлению качеством на основе процессного подхода, является необходимым условием, которое позволит выполнять и требования стандарта ISO 14001. Решение по дальнейшему развитию системы качества на основе передовых методов управления требует работ по подготовке ее к сертификации на соответствие требованиям стандартов ISO 9001 и ISO 14001.

Основные цели подготовительного периода:

- Внедрить и применять в деятельности передовые методы управления;
- Подтвердить способность руководства осуществлять управление качеством и окружающей средой в соответствии с требованиями международных стандартов ISO 9001 и ISO 14001.

Организация работ по подготовке к сертификации СК предполагает выбор Органа по сертификации. Для АЭС выбирается TÜV-NORD, наиболее авторитетный орган сертификации. Сертификацию системы качества АЭС на соответствие требованиям ISO 14001 предполагалось осуществить в два этапа. На первом этапе провести сертификацию на соответствие системы качества требованиям ISO 9001, а на втором – на соответствие требованиям ISO 14001. Создается функциональная структура управления подготовкой к сертификации. Заместитель генерального директора по качеству и управлению назначен представителем руководства в области качества и на него возложены следующие основные обязанности:

- обеспечение создания, внедрения и выполнения необходимых для системы менеджмента качества процессов;
- отчетность перед высшим руководством о показателях системы качества и необходимости её усовершенствования;
- обеспечение осведомлённости с требованиями потребителей во всех подразделениях.

Исходя из возложенных обязанностей он также наделен соответствующими полномочиями.

Рабочим органом и центром деятельности является Рабочая группа по подготовке АЭС к сертификации системы качества. В Рабочую группу входят руководители подразделений, деятельность которых затронута подготовкой к сертификации. При каждом руководителе, входящем в рабочую группу, назначается уполномоченный по подготовке системы качества подразделения к сертификационному аудиту. За результаты подготовки к сертификационному аудиту подразделения лично отвечает его руководитель. Регулярно проводятся совещания рабочей группы, решения в форме заданий оформляются протоколом, который утверждается

генеральным директором АЭС и выполнение которого находится на контроле.

Задача созданной функциональной структуры управления проектом сертификации состоит в проведении ряда мероприятий, в результате которых можно было бы с уверенностью сказать следующее:

- деятельность АЭС достаточно урегулирована документами;
- эти документы соответствуют требованиям ISO 9001:2000;
- персонал АЭС выполняет работу в точности так, как описано в этих документах.

Соответственно, при подготовке к сертификации требуется:

- проверить, все ли элементы ISO 9001:2000 урегулированы документами и отвечают ли эти документы требованиям ISO 9001:2000;
- выявить неурегулированные области и несоответствия в документах;
- разработать планы разработки недостающих документов и изменений, определить очередность разработки, исходя из их важности;
- разработать первоочередные недостающие документы и/или внести изменения в действующие;
- научить персонал работе с новыми документами;
- проверить реальную деятельность подразделений на предмет соответствия действующим и новым документам, выявить несоответствия и оценить их значимость;
- разработать и выполнить мероприятия по приведению деятельности в соответствие с документами по наиболее значимым несоответствиям;
- разработать планы улучшений для несоответствий, которые не могут быть устранены до сертификации.

В процессе подготовки производится оценка реального состояния путем внутренних аудитов и самооценки. Результатом этого анализа должно быть следующее исходное состояние (после серии внутренних аудитов и самооценок):

- АЭС обладает достаточно надежной системой качества, сложившейся в течение длительного времени. Эта система, должна быть построена в соответствии с требованиями норм, правил и стандартов по безопасности, и, в основном, соответствовать требованиям ISO 9001.
- Подготовка к сертификации потребует не «значительного ее изменения», а в большей степени проведения улучшений и исправления локальных недостатков.

Одним из заданий подготовки к сертификации является проведение обучения персонала рабочей группы и уполномоченных по подготовке системы качества подразделения к сертификационному аудиту по соответствующей тематике менеджеров/аудиторов по качеству Украинской ассоциации качества (УАК) и Европейской организации по качеству (ЕОК).

#### ***15.5.4. Программа обеспечения качества.***

Обеспечение качества на АЭС рассмотрим на примере производства оборудования для АЭС.

В положениях по обеспечению качества на АЭС (выпуск № 50-C-QA серии изданий МАГАТЭ из безопасности) было сосредоточено внимание на необходимость подготовки и осуществление эффективных программ обеспечения качества при производстве оборудования АЭС, важного для безопасности. При обсуждении требований, предлагаемых по обеспечению качества, признается тот факт, что в обеспечении качества принимает участие большое число производителей разного по сложности и размерам оборудования. Качество продукции имеет значение независимо от того, является ли изделие большим корпусом реактора, электронным диодом или простым удерживающим зажимом. Сложность программы обеспечения качества в значительной мере меняется соответственно характеру изготовленного оборудования. Наиболее важным фактором, который необходимо учитывать при определении объема работ по обеспечению качества, является влияние на безопасность любой ошибки при эксплуатации или неправильном срабатывании, или отказе любого узла. К другим факторам, которые следует учитывать в программе, можно отнести следующие:

- сложность или уникальность оборудования;
- степень стандартизации оборудования;
- необходимость установления особого контроля, административных мероприятий и технического надзора за технологическими процессами, производственными методами и оборудованием;
- степень, в которой может быть подтверждено соответствие оборудования требованиям проекта путем проведения проверок и испытаний;
- данные об изменении качества оборудования во времени;
- доступность оборудования для технического обслуживания, проверках при эксплуатации и возможности его замены после установки на станции (должны приниматься во внимание, как физические особенности оборудования, так и условия окружающей среды).

В специальных руководствах по безопасности изложены требования и рекомендации, относящиеся к разработке и осуществлению программы обеспечения качества, для тех организаций, которые принимают участие в изготовлении оборудования, которое влияет на безопасность атомных электростанций. К функциям производителя, связанным с обеспечением качества, могут относиться все виды деятельности: проектирование, закупка, изготовление, использование, транспортировка, хранение, инспектирование, испытания, внесение изменений, ремонт и обслуживание. Перед руководством, которое дополняет свод положений, не ставилась цель изложить правила обеспечения качества при проектировании оборудования. Производители - проектировщики должны соблюдать требований и рекомендаций, которые содержатся в руководстве по обеспечению качества

при проектировании атомных электростанций (выпуск № 50-SG-QA6 серии изданий МАГАТЭ по безопасности).

### **Ответственность**

Каждая организация, которая принимает участие в изготовлении оборудования, что влияет на безопасность атомных электростанций, должна отвечать за разработку и осуществление программы обеспечения качества, уровень которой должен отвечать важности изготовленного оборудования для безопасности. Такая программа должна разрабатываться на самом раннем этапе соответственно графику выполнения работ. Дополнительная информация о программах обеспечения качества приведена в требованиях и рекомендациях руководства из подготовки программы обеспечения качества для атомных электростанций (выпуск № SO-SG-QA1 серии изданий МАГАТЭ из безопасности).

Эта ответственность должна предусматриваться или в требованиях регулирующего органа, или в контрактных соглашениях с заказчиком оборудования, которое влияет на безопасность атомной электростанции. Обязанности по контролю за эффективностью выполнения общей программы обеспечения качества станции остаются за ответственной организацией (т.е. за организацией, которая в целом отвечает за АЭС) без ущерба для обязательств производителя и юридических требований, возложенных на него.

### **Производственные обязанности**

Необходимо определить такие обязанности, как закупка, планирование, производство и контроль готовой продукции, которые проводятся организацией-производителем, и установить их связь с обязанностями, связанными с обеспечением качества.

### **Квалификация и подготовка персонала**

Лица, занятые на производстве, а также лица, которые инспектируют или иным способом проверяют это производство, включая тех, кто осуществляет ревизию программ обеспечения качества, должны иметь соответствующую квалификацию. Если формальные требования к квалификации персонала являются обязательными, то эти требования должны быть определены и изложены документами, которые фиксируют требования проведения перееаттестации персонала на протяжении соответствующего срока для поддержки им требуемого профессионального уровня. Результаты аттестации и уровень подготовки подтверждаются документом, например, удостоверением. Дополнительная информация о квалификации персонала, который отвечает за обеспечение качества, приведена в руководстве по организации обеспечения качества для атомных электростанций (выпуск № 50-SG-QA7 серии изданий МАГАТЭ по безопасности).

### **Подготовка персонала**

Необходимо разработать, документально изложить и осуществлять в

необходимом объеме программу подготовки персонала. Эта программа должна обеспечивать подготовку персонала, для того, чтобы он мог получить и поддерживать профессиональный уровень, необходимый для выполнения поставленных перед ним задач. Персонал должен учиться в совершенстве выполнять технологические процессы, например, сварку, термообработку, методы неразрушимого контроля и т.д., быть ознакомленным с изготовленным оборудованием, с требованиями и методиками программы обеспечения качества.

## 15.6. Гражданская защита населения и персонала

### *15.6.1. Научная основа нормативно-законодательной базы управления гражданской защитой населения и территорий*

Политика государства в решении проблем предотвращения и реагирования на чрезвычайные ситуации находит свое отображение в действующем законодательстве Украины. Эти вопросы прямо или опосредованно регулируются свыше 200 нормативно-правовыми актами разной юридической силы. Регламентация деятельности государственных органов исполнительной власти осуществляется, в первую очередь, Законом Украины “О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций техногенного и естественного характера”. Научной основой закона является риск ориентированный подход к идентификации источников опасностей и заблаговременное построения адекватных защитных барьеров, т.е. ***предотвращение*** возникновения чрезвычайных ситуаций техногенного и природного характера. В законе это понятие формулируется следующим образом:

**«Предотвращение возникновения чрезвычайных ситуаций техногенного и природного характера** - подготовка и реализация комплекса правовых, социально-экономических, политических, организационно-технических, санитарно-гигиенических та других мероприятий, направленных на регулирование техногенной и природной безопасности, заблаговременное реагирование на угрозу возникновения чрезвычайной ситуации техногенного или природного характера на основе данных мониторинга, экспертизы, исследований и прогнозов относительно возможного протекания событий с целью недопущение их перерастания в чрезвычайную ситуацию техногенного или природного характера или смягчения возможных последствий должны проводиться на основе оценки уровней риска».

Государственная стандартизация по вопросам безопасности при чрезвычайных ситуациях техногенного и природного характера направлена на обеспечение безопасности объектов хозяйствования с учетом риска возникновения техногенных катастроф и других чрезвычайных ситуаций техногенного и природного характера. С учетом международного опыта и практики управления безопасностью жизнедеятельности, постановлением правительства еще в 2001 году были предусмотрены исследования и внедрение научно-практических методов и рекомендаций относительно перехода на систему анализа и управления рисками как основу

регулирования безопасности населения и территорий, обеспечение гарантированного уровня безопасности гражданина, общества. Однако к настоящему времени это важное постановление частично реализовано только в ядерной отрасли.

**Основными задачами** в сфере гражданской защиты населения и территорий от чрезвычайных ситуаций есть осуществление комплекса мероприятий по предотвращению и реагированию на них, а также обеспечение готовности и контроля за состоянием готовности к действиям и взаимодействию органов управления, сил и средств в сфере гражданской защиты.

**Основные принципы** гражданской защиты населения и территорий состоят в приоритетности задач, направленных на:

- спасание жизни и сохранение здоровья людей и окружающей среды;
- безусловного предоставления преимущества рациональной и превентивной безопасности;
- свободного доступа населения к информации относительно защиты населения и территорий от чрезвычайных ситуаций;
- личной ответственности и заботу граждан о собственной безопасности, неуклонного соблюдения ими правил поведения и действий в чрезвычайных ситуациях;
- ответственности в пределах своих полномочий должностных лиц за соблюдение требований закона.

С целью обеспечения реализации государственной политики в сфере гражданской защиты населения и территорий от чрезвычайных ситуаций создана *единая государственная система* по вопросам предотвращения и реагирования на чрезвычайные ситуации техногенного и природного характера. Определены функции министерств и других центральных органов исполнительной власти относительно предотвращения и реагирования на чрезвычайные ситуации. Алгоритм этих функций однотипный для всех областей хозяйствования.

Для гражданской защиты от чрезвычайных ситуаций созданы специальные силы и средства, в состав которых входят профессиональные аварийно-спасательные службы и специальные (военизированные) аварийно-спасательные службы, а также добровольные спасательные формирования, которые привлекаются к проведению соответствующих работ.

Государственными органами управления в сфере гражданской защиты населения и территорий от чрезвычайных ситуаций техногенного и естественного характера являются: Кабинет Министров Украины; специально уполномоченный центральный орган исполнительной власти, к компетенции которого отнесен вопросы защиты населения и территорий от чрезвычайных ситуаций (МЧС); местные органы исполнительной власти и органы местного самоуправления.

Надлежащее управление безопасностью жизни и деятельности общества и отдельного человека предусматривает участие и сотрудничество



государственных и общественных организаций. Начало развития гражданского общества в Украине сопровождается созданием общественных организаций, целью которых являются привлечение к решению проблем безопасности жизнедеятельности широких слоев населения.

### ***15.6.2. Законодательная и регулирующая основа безопасности***

Каждая страна создает и поддерживает законодательную и регулирующую основу для обеспечения безопасности. Эта законодательная и регулирующая основа предусматривает:

- введение соответствующих национальных требований в отношении безопасности и регулирующих положений по всем видам безопасности;
- систему лицензирования деятельности в области ПОО и опасных технологий;
- систему запрета эксплуатации опасных установок, объектов и технологий без лицензии;
- систему соответствующего ведомственного и регулирующего контроля, а также документации и отчетности;
- меры принуждения для выполнения действующих регулирующих положений и условий лицензий;
- четкое распределение обязанностей органов, которые занимаются разными процедурами контроля безопасности.

### **15.7. Связь с общественностью**

Регулирующий орган и организация, эксплуатирующая атомную станцию, обязаны четко информировать общественность о вопросах, имеющих отношение к безопасности. Регулирующий орган не зависит от оператора ЭО и поэтому признается в качестве надежного источника беспристрастной и основанной на фактах информации. Регулирующие органы во всем мире используют Международную шкалу ядерных событий (INES) МАГАТЭ [58] с целью представления средствам массовой информации и общественности точных сведений о значимости проблем на ядерных установках. Но подразделения связи с общественностью должны быть во всех предприятиях ЯТЦ. Как было показано в предыдущих разделах, основной причиной противодействия населения ядерной отрасли является страх человека перед непреодолимой силой ядерных процессов, незнанием свойств материалов и технологий ядерной отрасли, и вместе с тем уже неоднократной демонстрацией опасного влияния радиации при тяжелых авариях. Чем больше будет информации и прозрачности со стороны эксплуатирующей организации, тем больше будет и доверия со стороны населения. И главное в этих отношениях - не пускать эти процессы на самотек, показывать персоналу и населению реальные степени риска и способ защиты на случай аварий, тем паче, что в ядерной области риски наименьшие в сравнении с другими производствами и бытом.



Рис. 15.5. Фото ХАЕС-3 (2010 г.). Строительная готовность составляет 75%.

Как это было показано во втором разделе только перевод ядерных рисков из категории "*принудительного риска*" в категорию "*добровольного риска*" предоставляет возможности поддержки населением ядерной отрасли. Это кропотливая работа, которую проводят в ядерной области Украины специальные подразделения. Связь с общественностью, таким образом, становится одним из элементов культуры безопасности. Примером этого может быть "Заявление об экологических последствиях сооружения и эксплуатации энергоблоков № 3 и № 4 Хмельницкой АЭС" [5]. В разделе о взаимодействии с общественностью, в полном соответствии с мировой практикой, подробно описаны работа по информированию населения и персонала, мероприятия, которые уже выполнены и планируются.

В начале работ по разработке ТЭО было составлено и распространено в региональных СМИ "Заявление о намерениях относительно сооружения энергоблоков № 3 и № 4 на площадке Хмельницкой атомной электростанции".

С целью обеспечения оперативного информирования общественности, органов власти и средств массовой информации о работе ХАЭС, о перспективах строительства энергоблоков № 3 и № 4, событиях, которые на ней происходят, ГП НАЭК "Энергоатом" проводит такую работу:

- каждый день действует автоматическая телефонная служба информирования населения о работе энергоблоков № 1 и № 2, уровне мощности, производству электроэнергии в течение суток, с начала месяца, ходе планово-предупредительных ремонтов, о нарушениях в работе энергоблоков, радиационному состоянию на промышленной площадке и в зоне наблюдения;

- каждую неделю готовится и распространяется информация о событиях, которые происходили на Хмельницкой АЭС: мероприятиях по повышению безопасности, радиационному состоянию на промышленной площадке, встречи, пресс-конференции, семинары, визиты, совещания, сотрудничество с иностранными специалистами и др.;
- ежемесячно в госадминистрации, экологические инспекции, штабы гражданской обороны, областное и региональное средства массовой информации рассылается обобщенная информация о технико-экономических показателях работы энергоблоков, химическое состояние воды водоема-охладителя;
- выездные встречи с общественностью ведущих специалистов ГП НАЭК "Энергоатом";
- работа по профориентации со школьниками;
- экскурсионно-лекционная работа и т.д..

Результаты социологических исследований, проведенных в 2009 году Институтом исследований Национального университета "Острожская академия", показали, в целом, положительное отношение населения к строительству энергоблоков № 3 и № 4 ХАЕС.

В связи с завершением разработки ТЭО планируется новый цикл консультаций с общественностью (КО), что будет включать:

- консультации, взаимосогласованность планируемых действий и взаимодействие в ходе публичных мероприятий с местными органами государственной власти и самоуправления на протяжении процесса общественных обсуждений проекта;
- информирование общественности о начале и запланированных мерах процесса КО (через СМИ, обычную и электронную почту, факс-письма);
- организацию и проведение брифингов для представителей центральных и местных СМИ относительно начала и запланированных мероприятий процесса КО;
- подготовку и распространение информационного пакета документов для предоставления представителям общественных организаций, СМИ и отдельным гражданам, которые проявят свою заинтересованность к процессу КО, включая: пресс-релиз относительно процесса КО, план мероприятий по консультациям с общественностью относительно строительства энергоблоков № 3 и № 4 Хмельницкой АЭС (План мероприятий), информационно-аналитический обзор материалов технико-экономического обоснования строительства энергоблоков № 3 и № 4 Хмельницкой АЭС (ИАО ТЭО); форму для регистрации заявки на участие в процессе КО; форму для предоставления вопросов, замечаний, рекомендаций и комментариев;
- организацию и обеспечение функционирования офисов для работы с общественностью (регистрация заявок на участие в процессе КО, сбор вопросов, замечаний, рекомендаций и комментариев от представителей общественных организаций и отдельных граждан и др.);

- информирование сопредельных государств о возможном влиянии в трансграничном контексте соответственно законодательству;
- организацию и проведение круглых столов при участии представителей центральных и местных органов государственной власти и самоуправления, общественных организаций и заинтересованных лиц, представителей средств массовой информации соответственно Плану мероприятий, сбор полученных в ходе круглых столов вопросов, замечаний, рекомендаций и комментариев;
- информационное обеспечение и организационно-техническую поддержку общественных слушаний в случае принятия решения местными органами государственной власти и самоуправления относительно их проведения, сбор полученных в ходе общественных слушаний вопросов, замечаний, рекомендаций и комментариев;
- подготовку и распространение пресс-релизов по результатам круглых столов и общественных слушаний;
- подготовку отчета о консультациях с общественностью относительно строительства энергоблоков № 3 и № 4 Хмельницкой АЭС, в том числе книгу вопросов-ответов (приложение к отчету);
- подготовку отчета относительно мероприятий по информированию сопредельных государств о возможном влиянии в трансграничном контексте;
- доработка ТЕО с учетом результатов процесса КО.

### **Вывод.**

Культура безопасности, как эффективный фундаментальный принцип управления безопасностью в отрасли зародилась на основе существующих принципов безопасности всех сфер безопасности: охраны труда, пожарной безопасности, гражданской защиты и ядерной безопасности. Высокая культура безопасности является жизненно важным фактором для каждой сферы безопасности. Вместе с тем, если культура безопасности отрасли развита надлежащим образом, то будут отличными показатели всех сфер безопасности.

### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Объясните связь культуры безопасности с другими сферами безопасности.
2. Объясните общие принципы регулирования деятельности потенциально опасных объектов (ПНО).
3. Назовите функции ядерного регулирования.
4. Охрана труда на АЭС.
5. Управление качеством, как одна из составляющих менеджмента АЭС.
6. Качество как категория безопасности.
7. Сертификация систем качества.
8. Сформулируйте задачи гражданской защиты населения и персонала.
9. Объясните принципы связи с общественностью.

## ГЛАВА 16. ПЕРСПЕКТИВЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

### 16.1. Атомная энергия - единственный внебиосферный источник энергии

Мирное использование атомной энергии давно вышло за рамки дискуссионной проблемы [87]. Атомная энергия - единственный внебиосферный источник энергии, доступный человечеству. Повсеместно атомная энергетика на своей первой стадии развития технологии находит нишу экономической эффективности, что подтверждает мировая выработка электроэнергии на ее основе в 2291 ТВтч (1998 г.) ([www.eia.doe.gov/oiaf/ieo/nuclear.html](http://www.eia.doe.gov/oiaf/ieo/nuclear.html)). Практически 95% производства электроэнергии сосредоточено в 16 странах мира (рис. 16.1), из них 7 стран - 75%. Естественно, что последние вносят наибольший вклад в развитие атомных технологий.

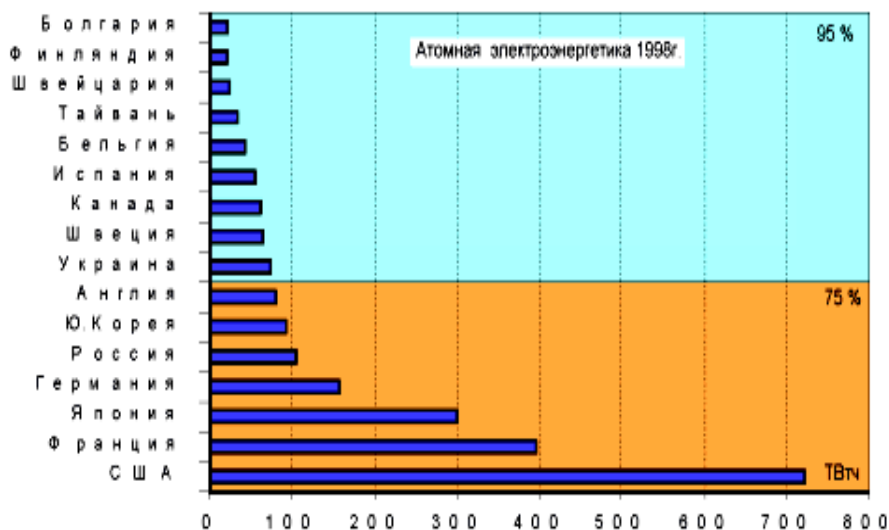


Рис. 16.1. 95% производства электроэнергии сосредоточено в 16 странах

Синдром чернобыльской катастрофы к настоящему времени преодолен. Но авария на АЭС Фукусима Даичи в Японии 11 марта 2011 года привела к новому пересмотру роли атомной энергетики в некоторых странах мира. Все страны мира, которые эксплуатируют АЭС или планируют строительство новых АЭС, после этой аварии пересмотрели требования относительно стойкости блоков АЭС к внешним воздействиям и требования относительно стойкости в условиях тяжелых аварий. Но даже после аварии на АЭС "Фукусима-Даичи" атомная энергетика в мире рассматривается как одна из важнейших составных энергетической безопасности. Страны, которые наиболее динамично развиваются, не сократили после этой аварии свои планы относительно атомной энергетики. Дальнейшие планы стран Европы,

США и Японии относительно строительства новых АЭС связаны с реакторами III, III+ и IV поколений.

При лицензировании новых проектов в атомной энергетике требование естественной безопасности должно быть определяющим, учитывая общемировую тенденцию перехода на более жесткие требования к безопасности. При этом подразумевается, что при любой самой тяжелой, маловероятной аварии реактора ее последствия локализуются в пределах атомной станции (АЭС) без воздействия на окружающую биосферу. Мировой опыт использования атомной энергии подтверждает, что создание атомных реакторов с естественной безопасностью технологически осуществимо [86-87].

## **16.2. Этапы развития атомной энергетики**

Весь предшествующий опыт позволяет рассматривать три технологических этапа развития атомной энергетики.

*Первый этап* развития атомной энергетики еще не завершен. Его отличительной особенностью является использование атомных технологий, созданных в процессе разработки атомного оружия. Основой атомной энергетики были тепловые реакторы, обеспеченные ограниченным количеством дешевого топлива. Поэтому требовалось создание реакторов размножителей на быстрых нейтронах. Урановый blanket, высокий коэффициент воспроизведения топлива и трехконтурная система определяли достаточно высокую стоимость реактора. Во Франции, например, возникают финансовые проблемы вывода из эксплуатации реактора Суперфеникс. Имеют место определенные трудности с бридерами и в Японии. Если принимать во внимание всю критику атомной энергетики первого теневого этапа ее развития, то можно забыть о главном ее принципиальном достоинстве.

В США (19,4% от общей выработки электроэнергии (ОВЭ) в 2007 г. производится на АЭС), например, намерены к 2020 г. вывести из эксплуатации по завершению лицензионного ресурса до 41% АЭС. В то же время намечается процесс обновления технологий АЭС и соответствующего продления лицензионного срока. В 1999 г. частной компанией Boston Edison осуществлена после 27 лет эксплуатации первая продажа Pilgrim АЭС за 121 долл./кВт. Покупатель Entergy надеется повысить ее эффективность и обеспечить конкурентоспособность в условиях рассредоточенной энергетике. Ведутся переговоры о покупке и других АЭС. Поэтому прогноз выработки ресурса может быть скорректирован. Пока планы существенного сокращения установленных мощностей АЭС в США как ведущего производителя искажают картину перспектив развития мировой атомной энергетике.

Во Франции (76,9% от ОВЭ в 2007 году) АЭС вводились в эксплуатацию и в 90-х годах, что предопределяет использование современных атомных технологий. Поэтому при большой заинтересованности сохранения эффективного энергетического потенциала во Франции следует ожидать

развития работ по реконструкции атомных технологий и продлению лицензионного срока эксплуатации АЭС.

В Швейцарии (>40% от ОВЭ в 2007 году) намерены несколько увеличить мощность за счет обновления (upgrade) АЭС, если общественное мнение по достоинству оценит экологическую чистоту атомной энергетики и референдум подтвердит право на ее существование. На сегодня рассматривается возможность построения новых мощностей следующего поколения.

Япония (27,5% от ОВЭ в 2007 году) имеет намерение сохранить имеющиеся АЭС, которые остались невредимыми после землетрясения весной 2011 года и успешно прошли *стресс-тесты*. Планы относительно построения новых мощностей на данном этапе пересматриваются.

Таким образом, если отбросить политические наслоения, то можно считать, что первый этап развития атомной энергетики обеспечил создание высокоэффективной энергетической технологии, открывшей человечеству перспективу энергетической независимости при сохранении гармонии биосферы.

**Второй этап** развития атомной энергетики базируется на опыте разработки и эксплуатации АЭС первого этапа и создании специализированных топливо энергетических циклов. Примером тому могут служить исследования ученых России [88].

Предлагается изменить структуру атомной энергетики (рис.16.2).

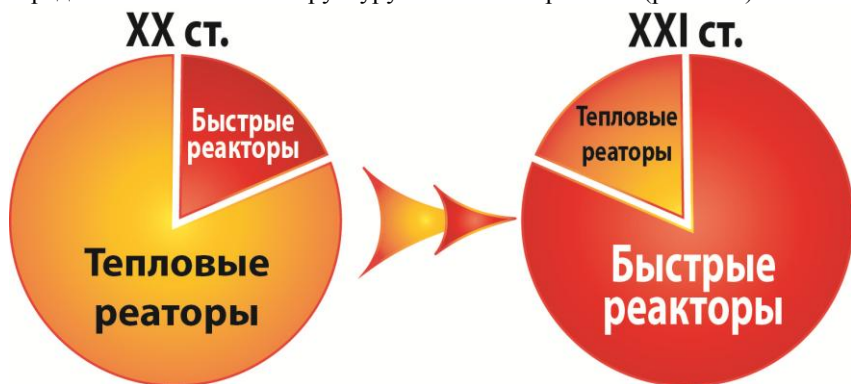


Рис. 16.2. Направление изменений физических принципов

Основой энергетики становится реактор на быстрых нейтронах почти без blankets с малым коэффициентом размножения и свинцовым теплоносителем [90]. Указанные меры позволят не только снизить стоимость реактора, но и существенно его упростить с достижением требуемой инженерной безопасности и экономических показателей. При этом полностью решается проблема топлива для реакторов деления.

Намечается разработка равновесного радиационного цикла использования ядерного топлива, когда захоронение отходов в месте добычи не повышает ранее существовавший радиационный фон. Таким образом, предлагается на

детерминистской основе решить проблему радиационного баланса планеты. В результате к 2020 г. возможно на быстрых безопасных реакторах более чем удвоить установленную мощность АЭС России (рис. 16.3).

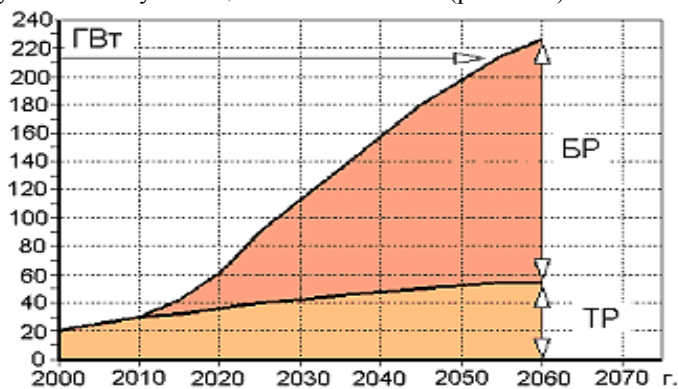


Рис. 16.3. Проект увеличения мощностей АЭС России

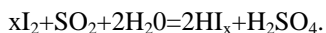
За 50 лет установленная мощность АЭС может достичь современного уровня электроэнергетики России и вытеснить ТЭС на огневом топливе. При этом АЭС будут обеспечены топливом на сотни лет. Представленные темпы развития атомной энергетики, как показал опыт Франции, реальны только при государственном подходе к этой проблеме.

**Третий этап** развития на основе технологического задела первого этапа может принципиально изменить структуру энергопользования человечества. Речь идет о полном исключении углеродных топлив как энергоисточника.

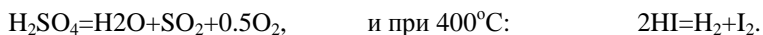
В самом деле, в Японии работает высокотемпературный атомный реактор (ВТАР) естественной безопасности с гелиевым теплоносителем ([www.jaeri.go.jp/english/ff/ff45/tech01.html](http://www.jaeri.go.jp/english/ff/ff45/tech01.html)). Реактор с тепловой мощностью 30 МВт имеет выходную номинальную температуру газа 850-950 °С, оснащен необходимым оборудованием для разработки высокотемпературных технологий. На нем будут отрабатываться известные тепловые циклы с использованием газовых турбин, что позволит существенно повысить термический КПД с 0.35 для тепловых реакторов до 0.5.

### 16.3. Водородная энергетика

Новым направлением является разработка технологии производства водорода. С этой целью предполагается изучить технологию на основе трехступенчатой иодо-серной реакции. Первая стадия - экзотермическая реакция (200°C), когда в воду добавляются реагенты:



Далее продукт реакции разделяется, и серная кислота при температуре более 800°C разлагается:





После чего кислород и водород как целевые продукты используются по назначению, а компоненты  $\text{SO}_2$ ,  $\text{I}_2$  возвращаются в реактор для обеспечения цикла. После отработки технологии может быть создан химический атомный реактор (ХАР), который послужит промышленной основой водородной энергетики.

Не менее принципиальной может стать разработка импульсных реакторов, о которых говорят десятилетия. Последние предложения поступили из Снежинска. Сутью реактора являются котлы взрывного сгорания (КВС), в которых взрываются водородные заряды малой мощности (например, 10 кт) [89]. При этом возможно создание станции 25 ГВт. (тепловых). Принципиальным является то, что энерговыделение реакции деления составляет незначительную долю от реакции синтеза и соответственно снижается количество радиоактивных отходов (с учетом последнего целесообразней ввести понятие чистых атомных реакторов (ЧАР)). Использование КВС как основы ХАР открывает неограниченные перспективы энергообеспечения на основе водородной энергетики.

Многообразие возможностей атомной энергетики сегодня является противовесом углеродному топливному циклу, который в самом успешном случае разработки чистых технологий будет порождать миллионы тонн отходов. Приведем мнение ведущих специалистов отрасли. Для стабилизации потребления органического топлива имеет смысл развитие в следующем веке крупномасштабной ядерной энергетики, превышающей примерно на порядок мощность современной ядерной энергетики. Предполагается, что после длительной контролируемой выдержки 200 лет с достижением или приближением к радиационно-миграционной эквивалентности отходы могут быть окончательно захоронены в отработавших и рекультивированных урановых рудниках или в геологических хранилищах с восстановлением природного радиационного равновесия (Е.О. Адамов, И.Х. Ганев, А.В. Лопаткин, В.Г. Муратов, В.В. Орлов. 1997).

## **16.4. Реакторы нового поколения**

### ***16.4.1. Требования к новым реакторам***

Согласно различным прогнозам в ближайшие 50 лет потребности в электроэнергии увеличатся в 2-3 раза по сравнению с современным уровнем. В настоящее время в мире эксплуатируется 433 энергоблока (2011 г.), значительное количество которых уже к 2050 г. выработают свой ресурс. Если доля атомной энергетики в производстве энергии останется даже без изменений (15-20 %), то необходимо будет ввести в мире как минимум около 1000 энергоблоков атомных электростанций (АЭС).

Выбор типа будущих АЭС будет определяться, и ограничиваться следующими факторами:

- экономикой, низкой стоимостью капитальных затрат ( $\leq 1000$  дол.

США/кВт-эл.);

- решаемостью вопросов безопасности;
- приемлемой экологичностью;
- обеспечением величины коэффициента воспроизводства топлива как минимум 1;
- применением замкнутого топливного цикла с переработкой топлива;
- степенью освоенности технологии теплоносителя;
- возможностью реализации энергоблоков различной мощности (300-1700 МВт-эл.);
- ограниченностью материальных ресурсов - топлива, компонентов сталей и т.п.

Каким должен быть серийный атомный энергоблок 2030 г.? По мнению ведущих специалистов ядерной отрасли [90], атомный энергоблок будущего – это:

- энергоблок, возводимый промышленными методами с минимальным количеством монтажных операций на стройплощадке (1);
- энергоблок с модульной активной зоной, обеспечивающий реализацию единичной мощности 300-1000 МВт (э) и выше благодаря возможности выбора количества модулей (2);
- энергоблок с РУ, у которой коэффициент воспроизводства топлива как минимум 1, работающий в замкнутом топливном цикле (3);
- энергоблок с коэффициентом готовности 0,97-0,98 за счет непрерывной перегрузки топлива и развитых систем диагностики, обеспечивающих проведение ППР через 10-15 лет специальными централизованными службами (4);
- энергоблок с возможностью непрерывного продления срока службы за счет:
  - простых операций по замене оборудования и элементов технологической схемы (5);
  - энергоблок, эксплуатация которого ведется малочисленной сменой, в обязанности которой входит только наблюдение за общим состоянием оборудования и систем (6).

Вышеперечисленным требованиям сегодня удовлетворяют (и только частично) три типа перспективных реактора 4-го поколения:

- 1) быстрые реакторы, охлаждаемые натрием;
- 2) реакторы на быстрых нейтронах, которые охлаждаются свинцово-висмутовым теплоносителем;
- 3) реакторы с быстрым (или с быстро-резонансным) спектром нейтронов с охлаждением водой сверхкритических параметров (СКП).

Наибольший опыт по эксплуатации нескольких быстрых реакторов с охлаждением натрием имеется в России и Франции. В России и других странах накоплен большой опыт эксплуатации водоохлаждаемых энергетических реакторов типа ВВЭР, PWR, BWR. Разработчики стремятся к их дальнейшему усовершенствованию [92]. Несмотря на громкие заявления о

"ренессансе атомной энергетики", прогноз ее развития в мире на 40 -50 лет, остается неопределенным. Специалисты во многих случаях дают оптимистические оценки. В таблице 16.1. представлен прогноз развития атомной энергетики, выполненный в 60-е годы XX века.

Кроме электроэнергетики, существуют другие области применения атомной энергии, это, в первую очередь, – промышленные технологии, потребляющие высокопотенциальное тепло с температурой 850-1000 °С (производство метанола, аммиака, нефтехимические производства, металлургия и др.). Данные отрасли характеризуются тем, что потребляют топлива значительно больше, чем при производстве электроэнергии. Перспективным направлением здесь является разработка высокотемпературных (газо-охлаждаемых) реакторов с охлаждением гелием (ВТГР) [96,97].

По заявлениям руководства нашего государства атомной энергетике в новом столетии предстоит внести существенный вклад в энергообеспечение страны, что требует создания перспективных ядерных энергетических установок (ЯЭУ), которые могут обеспечить высокую экономическую эффективность, безопасность, надежность и защиту окружающей среды. Подобные факторы влияют и на конкурентоспособность различных источников энергии. К их числу относятся: наличие и оптимальное использование природных ресурсов; возможность сокращения всех расходов на строительство и эксплуатацию; минимизация экологического воздействия на окружающую среду; удовлетворение требованиям национальной и глобальной политики.

Таблица 16.1. Прогноз развития по мощностям АЭС, выполненный в 60-е годы XX века

Страна	Введено до 1967 г., ГВт	Прогноз, ГВт		Реально в эксплуатации на 01.05.2005, ГВт**
		На 1980 г.	На 2000 г.	
Великобритания	13	40	140	11,8
Западная Европа	-	-	1760	172
СССР (Россия + Украина)	0,6	-	160	35
США	2,9	120 - 200	734 - 1000	99,1
Япония	-	40	165	45,5
В мире	17	500	1540 (67 г.) 1300-1650 (77)	367
Доля мощности АЭС в мире, % по прогнозу 1967 г.*	0,9	14	50	16 ***

\* Мировая энергетика. Прогноз развития до 2020 г.-М.: Энергия. 1980

\*\* Сайт Интернет <http://www.proatom.ru/modules.php?name> Nuclear News. 2005. March.

\*\*\* Доля производства эл. энергии АЭС (%).

При существующих условиях разработка конструкции реактора, его узлов и оборудования АЭС может занять, в лучшем случае, не менее 20-30 лет. Учитывая возможные трудности с запасами и производством топлива в середине XXI столетия, уже сейчас целесообразно приступить к разработке реактора на воде сверхкритических параметров (СКП) с быстрым или с быстро-резонансным спектром нейтронов. Важной особенностью таких реакторов является высокая эффективность использования топлива. Так при использовании МОХ-топлива в быстрых реакторах на воде СКП может быть достигнут коэффициент воспроизводства топлива около или больше единицы.

Перспективность различных типов реакторов существенно зависит от характеристик химической переработки топлива. Поскольку в реакторах на воде СКП предполагается использовать такое же топливо, как в ВВЭР и существующих быстрых реакторах, то в этом случае нет необходимости разрабатывать новые методы переработки. Этот фактор - одно из основных преимуществ данных реакторов в рамках международной программы GIF.

Строительство АЭС сегодня занимает минимум 7-8 лет, что значительно отличается от времени строительства ТЭС и газовых электростанций. Длительный срок строительства снижает привлекательность инвестирования в строительство АЭС, уменьшает конкурентоспособность, приводит к замораживанию средств и увеличению стоимости капитальных вложений. Наибольший эффект для ускорения строительства может дать принцип модульности конструкции, который позволяет производить часть монтажных работ на площадке завода-изготовителя, что, в свою очередь, положительно

сказывается на культуре производства, общей безопасности, уменьшает стоимость и сроки монтажных и пуско-наладочных работ.

#### ***16.4.2. Преимущества перехода на сверхкритические параметры***

Экономика АЭС отличается высокой долей капитальной и низкой долей топливной составляющих в приведенных затратах (прилож.8). Затраты на топливо составляют незначительную часть общей проектной стоимости атомной энергии. При удвоении цен на все виды топлива для энергетики стоимость электрической энергии от АЭС увеличится менее, чем на 10 %, а для ТЭС на природном газе - почти на 60 %. Поэтому наличие ядерной энергетики страхует от потерь, связанных с изменчивостью цен на топливо и курсов валют (прилож.10).

В стоимости оборудования и монтажа энергоблока АЭС примерно 70 % составляет стоимость оборудования и монтажа парогенерирующей установки, следовательно, основное возможное снижение капиталовложений следует искать в технологической схеме реактора. Реализация прямоточной схемы АЭС, исключаящей парогенераторы, позволит обеспечить сокращение металлоемкости ядерной части установки, повышение КПД АЭС до 44 % вместо 33%, характерных для действующих АЭС с водоохлаждаемыми реакторами [93].

Критические параметры воды - давление 22,1 МПа, температура 374 °С. При закритическом давлении отсутствует фазовый переход жидкость-пар. Вода при СКП может считаться однофазной средой, свойства которой сильно зависят от температуры (рис. 16.4). Тепло отводится в основном в области псевдокритической температуры, которая соответствует максимуму теплоемкости. Для давления 25 МПа эта температура составляет примерно 385°С.

Сложная зависимость теплофизических свойств воды от температуры при сверхкритическом давлении (СКД) представляет определенные трудности при расчетах интенсивности теплообмена. В области околкритических параметров воды в ряде гидродинамических режимов возможно возникновение ухудшенного теплообмена. Это обстоятельство может привести к нежелательному повышению температуры тепловыделяющих элементов.

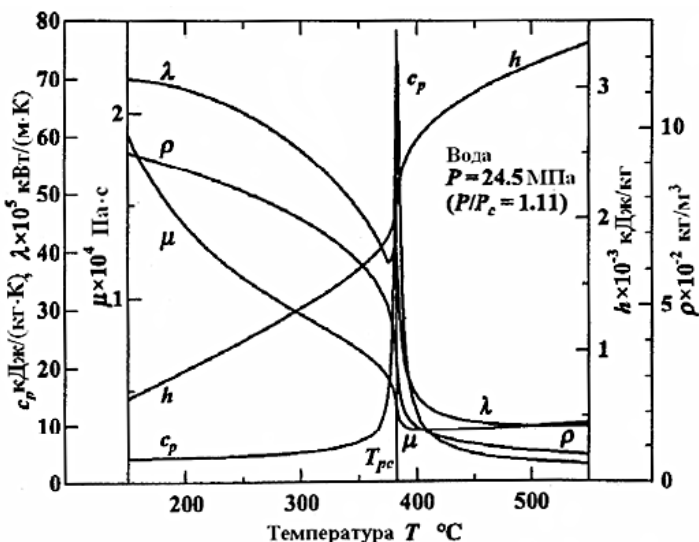


Рис. 16.4. Изменение свойств воды при сверхкритическом давлении  
 $\lambda$  – теплопроводность,  $\rho$  – плотность,  $\mu$  – динамическая вязкость,  $h$  – энтальпия,  
 $c_p$  – удельная теплоемкость

Однако с ним можно справиться уже известными методами и устройствами интенсификации теплообмена. При СКД нет такого явления, как критический тепловой поток (своего рода "дамоклов меч"), который может привести к перегосу ТВЭЛов в ВВЭР [97].

Пар из реактора поступает непосредственно в турбину, поскольку схема установки одноконтурная. Данное обстоятельство значительно упрощает и удешевляет ЯЭУ. Удельные затраты металла для ядерной части ЯЭУ по оценкам будут ниже по сравнению с традиционными ВВЭР. Реактор на воде СКП будет иметь более простую конструкцию, и содержать значительно меньше компонентов.

Благодаря большому приросту энтальпии в активной зоне реактор на воде СКП будет иметь низкий расход теплоносителя на единицу мощности реактора, примерно в 8-10 раз меньше по сравнению с ВВЭР такой же мощности. Это снижает размеры насосов, трубопроводов и соответствующего оборудования циркуляционного контура, а также расход энергии на прокачку теплоносителя. Размеры защитной оболочки реактора на воде СКП будут значительно меньше, чем для ВВЭР или PWR.

### 16.4.3. Накопленный опыт - основа программы

Основным моментом при рассмотрении новых проектов ЯЭУ является экономическая осуществимость проекта с опорой на хорошо освоенные технологии. Работы по реакторам на воде СКП в России сегодня опираются:

- 1) на опыт, накопленный в тепловой энергетике,

2) на проектные исследования, выполненные в атомной энергетике в 70-е годы - в НИКИЭТ по энергетическим блокам с ядерными реакторами на паре СКП и в ОКБМ, где "подробно исследовалась двухконтурная схема с закритическими параметрами применительно к судовым реакторным установкам" [99],

3) на опыт эксплуатации ТВЭЛов Белоярской АЭС (БАЭС) при высоких температурах,

4) на опыт разработки и эксплуатации одноконтурных реакторов типа РБМК с кипением воды в каналах.

### ***Опыт тепловой энергетики***

Одной из причин применения воды СКП в атомной энергетике является успешный многолетний опыт эксплуатации энергоблоков СКД в обычной тепловой энергетике. В России начало ему было положено в 50-х годах, когда были построены несколько экспериментальных парогенераторов малой производительности, в т.ч. парогенераторы для ВТИ (29,4 МПа, 600° С), ЦКТИ и Киевского политехнического института (39 МПа, 700° С). Они позволили быстро накопить опыт эксплуатации и решить многие проблемы. Промышленное внедрение пара СКД началось с 1963 г., когда был пущен энергоблок на мазуте мощностью 300 МВт [99].

Внедрение энергоблоков СКД, показавших высокие технико-экономические характеристики, было весьма стремительным - к 1965 г. в промышленности работало 12 энергоблоков, в 1975 г. - 135 энергоблоков 300 МВт и 9 энергоблоков 500-800 МВт. За десять лет доля мощности энергоблоков СКД в энергетике СССР увеличилась с 16 % до 55 %. Среднегодовой коэффициент готовности всех энергоблоков СКД мощностью 300 МВт за 1990-1995 гг. составлял 95-97 %, а коэффициент использования установленной мощности (при спаде в эти годы потребности в энергии) - 66-72 % [100].

Начиная с 1975 г., в мире началась разработка высокоэффективных блоков СКД нового поколения на пылеугольном топливе. Работающие в Японии энергоблоки СКД такого типа мощностью 600-1000 МВт с параметрами пара 24-25 МПа, 595-560 °С, с одним промежуточным перегревом до 595-610 °С имеют КПД 45-45,5 %. Параметры двух энергоблоков СКД по 700 МВт, введенных в 1989 и 1990 гг. на ТЭС Кавагое, составляют 31 МПа, 593/593/593 °С. В настоящее время общее число работающих на тепловых электростанциях парогенераторов СКД составляет: в США около 400, Японии примерно 150, в России более 130. Повышение параметров пара, внедрение СКД и, как результат, существенный рост КПД - это путь, который прошла традиционная энергетика на органическом топливе. Есть все основания думать, что такой же путь предстоит пройти и атомной энергетике.

Концепция применения воды при СКД в энергетических реакторах стала активно обсуждаться с начала 60-х годов. Впервые эта идея применительно к реакторам канального типа была высказана Н.А. Доллежалем. В последнее десятилетие при анализе дальнейших путей развития атомной энергетики XXI века данная концепция привлекла внимание специалистов многих стран, таких как Япония, Канада, США, Китай, Корея, страны Европейского сообщества. Начиная с 2000 г., действует международная программа GIF по разработке усовершенствованных реакторов 4-го поколения, в которой представлено шесть основных типов реакторов, включая водоохлаждаемые на СКД [101].

В Российской атомной энергетике накоплен уникальный опыт эксплуатации реакторов с ядерным перегревом пара на БАЭС, блоки которой различаются по мощности и тепловым схемам. Схема первого блока - двухконтурная; электрическая мощность 100 МВт (э), тепловая - 280 МВт. Мощность второго блока БАЭС - 200 МВт (э), (тепловая - 530 МВт).

Для обоих блоков БАЭС применялись серийные турбины на параметры пара 8,8 МПа 500-535 °С, который подавался непосредственно из реактора. Хотя давление в блоках БАЭС не является сверхкритическим, но рабочие температуры тепловыделяющих элементов примерно соответствуют тем, которые ожидаются в реакторах на воде СКП. Первоначально максимальная температура пара на выходе из парогенерирующего канала (ПК) была ограничена уровнем 510 °С. Положительные результаты эксплуатации пароперегревательных ТВЭЛов, позволили повысить ее значение до 535 °С, а затем до 545 °С. Длительная (свыше четырех лет) эксплуатация при таких режимах не снизила работоспособности ТВЭЛов, вследствие чего было решено поднять температуру пара на выходе отдельных ПК до 560-565 °С.

Средняя выработка энергии выгруженных каналов составляла 600-850 МВт·сут на канал, или 18-26 МВт·сут/кг U, и срок их работы в реакторе составил пять-шесть лет при числе полных циклов охлаждения и разогрева свыше 200. Максимальная энерговыработка ПК, работающих во втором блоке БАЭС, составляла 950 МВт·сут на канал. Позже было решено довести энерговыработку большой группы каналов до 1200-1300 МВт·сут на канал (37-40 МВт·сут/кг U) [102].

Отсутствие большого количества дорогостоящего оборудования (парогенераторы, насосы, трубопроводы, арматура второго контура и др.) является сегодня решающим преимуществом легководных реакторов BWR, имеющих одноконтурную схему, по сравнению с реакторами других типов. В Японии проект усовершенствованного реактора ABWR был разработан компаниями "Хитачи" и "Тошиба" совместно с обладателем технической лицензии, компанией "Дженерал Электрик" (США). Первые два энергоблока с реакторами ABWR (Кашивазаки-Карива-6,7) начали коммерческую эксплуатацию в 1996 и 1997 гг. соответственно.



К середине 2005 г. в Японии функционировали два реактора ABWR, и один находился на стадии строительства, еще два строились на Тайване. Фирма "Джапан Электрик" начала в 2006 г строительство реактора ABWR мощностью 1383 МВт, сдача в эксплуатацию которого намечена на 2012 г. Это будет первый японский реактор, не считая экспериментального реактора, специально спроектированного для использования MOX-топлива (смесь  $UO_2/PuO_2$ ). В общей сложности планируется соорудить десять реакторов типа ABWR.

В России 60 % электроэнергии, производимой на АЭС, вырабатывается сейчас на уран-графитовых реакторах РБМК, которые при всем отличии их от ВВР являются также кипящими и одноконтурными.

С учетом практического опыта по применению воды СКП, имеющегося как в тепловой, так и в проектах атомной энергетики, можно заключить, что предпочтительной тепловой схемой будет ВВЭР на СКД. Он будет представлять собой одноконтурный реактор, который может быть спроектирован с активной зоной, как для теплового, так и для быстрого спектра нейтронов. В тепловом реакторе замедлитель (вода) протекает в специальных каналах ("водяные стержни") внутри тепловыделяющей сборки, а в быстром реакторе используется плотная (тесная) решетка ТВЭЛов. Тесные решетки имеют большое гидравлическое сопротивление и являются более приемлемыми для реактора на воде СКП, так как это способствует гидравлической стабильности потока.

При разработке концепции реактора на воде СКП ориентируются на следующие условия (ограничения): температура оболочек ТВЭЛов не более 450 °С для нержавеющей стали и 620 °С для никелевого сплава; максимальный, линейный тепловой поток не более 40 кВт/м; обязательное обеспечение отрицательной пустотной (по теплоносителю) реактивности (для теплового и быстрого реакторов).

#### ***16.4.4. Проблемы, обусловленные спецификой атомной энергетики***

Основные проблемы, требующие решения при разработке реакторов на воде СКП, возникают из-за специфики атомной энергетики. Ведущие организации многих зарубежных стран проводят интенсивные исследования по проблемам таких реакторов в рамках международных и национальных программ по развитию атомной энергетики XXI столетия. МАГАТЭ организовало специальную координационную программу (CRP) по теплогидравлическим проблемам водоохлаждаемых реакторов на СКД, в которой участвуют специалисты 15 стран.

Другая проблема заключается в подборе конструкционных материалов для узлов активной зоны реактора. В обычной тепловой энергетике используются материалы, способные работать при тех же температурах и давлениях, которые будут иметь место в реакторе на воде СКП. В настоящее время можно делать только предварительные оценки о поведении этих материалов в условиях облучения.

Примерно такая же ситуация наблюдается относительно водно-химического режима (ВХР) в ЯЭУ. На существующих ТЭС используются разные типы ВХР, дискуссия о наиболее целесообразном типе до сих пор не закончена. Кроме того, сходные проблемы с ВХР существуют и в парогенераторах АЭС [105]. Таким образом, проблема ВХР должна быть рассмотрена с учетом двух аспектов: 1) возможности применения опыта по ВХР, апробированного на ТЭС, 2) необходимости изменения ВХР, если это потребуется, по сравнению с режимами, применяемыми в РБМК и ВВР.

Анализ тенденции развития водоохлаждаемых реакторов в мире показывает рост единичных мощностей блоков в Японии, Франции, Южной Корее, Китае (см. табл. 16.2).

Таблица 16.2. Перечень зарубежных проектов большой мощности с реакторами водоводяного типа

Проект (поколение)	Страна (фирма)	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Состояние проекта
Конвой (II)	Германия Siemens-KWU	PWR	1300	Эксплуатируется с 1989 года
N4 (II)	Франция Framatome-EdF	PWR	1400	Эксплуатируется с 1996 года
Сайзуэлл (II)	Великобритания Вестингауз	PWR	1200	Эксплуатируется с 1995 года
ABWR (II)	США-Япония General Electric - Hitachi	BWR	1360	Эксплуатируется с 1996 года
EPR (II)	Франция-Германия Framatome-Siemens	PWR	1600	Строится с 2006 года
IER (II)	Япония Консорциум	BWR	1500	Проектируется
KNGR (II)	Южная Корея KEPSCO	PWR	1300	Планируется ввод в эксплуатацию
CP-1300 (III)	Южная Корея CARR	SCWR	1300	Планируется ввод в эксплуатацию после 2025 года

SCWR – Super Critical Water Reactor

Академик М.Ф. Митенков в своих предложениях к "Стратегии атомной энергетики России" писал следующее [95]: "...для России перспективными направлениями дальнейшего развития атомной энергетики и формирования ее структуры следует считать:

- совершенствование реакторов типа ВВЭР в целях повышения ресурсной надежности, срока службы, технико-экономических и

эксплуатационных показателей, уровня безопасности;

- реализацию в реакторах с водой в качестве теплоносителя закритических параметров пара с целью резкого повышения термодинамического КПД (до 45-47%);
- совершенствование реакторов типа БН в целях повышения ресурсной надежности, сроков службы, технико-экономических и эксплуатационных показателей, уровня безопасности; направления совершенствования: переход на корпусной парогенератор, использование закритических параметров пара...".

Идентичность тепловых схем АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, сходные (почти одинаковые) температурные условия и другие параметры могут сделать структуру атомной энергетики будущего с реакторами на воде СКП достаточно однородной и по схемам, и по оборудованию. Более того, и вся энергетика (тепловая и атомная) в таком случае будет оснащена однотипным оборудованием.

Успехи, достигнутые рядом стран (Нидерландами, Швейцарией, Швецией, Кореей и Японией), доказывают, что достижения в технике зависят не столько от размера средств, вкладываемых в развитие исследований и разработок, сколько от рационального выбора направлений.

## **16.5. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД)**

### ***16.5.1. Эволюция ВВЭР***

В настоящее время реакторы ВВЭР и PWR занимают ведущее место в ядерной энергетике и будут сохранять это положение в ближайшие 20 лет, (прилож.4) [87]. За предшествующие 50-лет создана технология изготовления оборудования и строительства реакторных установок, накоплен значительный опыт эксплуатации. Эволюционный путь совершенствования реакторных установок характеризуется существенным изменением основных параметров и характеристик реакторов: повышением средней энергонапряженности топлива от 19,5 до 45,5 кВт/кг U, электрической мощности от 210 до 1000 МВт, возрастанием давления теплоносителя в корпусе реактора от 10 до 15,7 МПа; увеличением скорости теплоносителя для охлаждения ТВЭЛов от 2 до 5 м/с. Выгорание топлива увеличено с 12 до 50 МВт сут/кг U (в перспективе среднее выгорание по ТВС будет увеличено до 70 МВт сут/кг U). Важным является создание высоконадежных корпусов реактора из хромо-молибдено-ванадиевой стали перлитного класса повышенной радиационной стойкости 15X2МФА для реакторов ВВЭР-440 и стали 15X2НМФА и 1X2НМФАА – для реакторов ВВЭР-1000. В результате планомерной работы ресурс оборудования и срок эксплуатации станций увеличен от 20 до 40 и в перспективе до 60 лет. Из-за особенностей физических свойств воды в докритическом состоянии, а именно – слабой

зависимости температуры насыщения от давления в интервале свыше 12 МПа – изменения температуры теплоносителя на выходе из реакторов ВВЭР не столь значительны, от 292 до 325°C. Вследствие низкой температуры выхода из реактора КПД установок ограничен  $\approx 33\%$ .

Эволюционный путь развития установок заключается в создании реакторов ВВЭР-1500 и ВВЭР-1200. Согласно федеральной программе «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года» будут вводиться в эксплуатацию в основном установки ВВЭР-1000.

Наряду с указанным эволюционным путем развития ВВЭР намечается новое научно-техническое направление – разработка корпусных водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическим давлением (ВВЭР СКД).

Использование воды со сверхкритическими параметрами – направление совершенствования реакторов приводит к увеличению КПД [91, 92-95, 96]. Имеется положительный многолетний опыт теплоэнергетики с котлами и турбогенераторами со сверхкритическим давлением воды, опыт эксплуатации БАЭС (блоки № 1 и 2) и опыт эксплуатации одноконтурных кипящих реакторов. Все это свидетельствуют о возможности существенного улучшения экономических показателей реакторов ВВЭР при переходе на сверхкритические параметры: давление – 25 МПа, температуру воды на выходе из реактора – 500...540°C [91-95]. Установка с легководным реактором со сверхкритическими параметрами теплоносителя (SCWR) создается в рамках международного проекта Генерация-IV (G-IV). Предполагается, что пилотная маломощная (150 МВт) установка SCWR будет создана в США к 2015 г. [97].

В качестве основного варианта рассматривается одноконтурная установка с подачей пара из реактора на турбину и с промежуточным перегревом пара после первой ступени. В этом случае, кроме достижения сравнительно высокого КПД существенно снижаются капитальные затраты, так как сокращается число единиц оборудования, уменьшаются размеры защитной оболочки. Кроме того, предлагается максимальное использование заводской технологии изготовления оборудования и применение освоенных промышленностью турбин, корпусов реакторов, теплообменного оборудования, что положительно влияет на экономические характеристики и на надежность установок.

Таким образом, в сравнении с действующими ВВЭР:

- повышается КПД установки с 33 до 45%;
- снижается металлоемкость установки, так как применяется одноконтурная схема и снижаются капитальные затраты на строительство;
- уменьшаются размеры защитной оболочки, что также приводит к снижению капитальных затрат;
- применяется освоенное промышленностью оборудование.

Исследования 1980-2006 годов, показали, что кроме указанных

преимуществ имеются и другие, важные для практики особенности реакторов с СКД. Возможны варианты компоновки активной зоны: с тепловым спектром нейтронов для эксплуатации в открытом топливном цикле с топливом  $\text{UO}_2$  и с быстрым спектром нейтронов для работы в замкнутом топливном цикле с МОХ топливом с  $\text{KB} \approx 1$  или выше, до 1,2 [95,96]. На единой технологической базе с использованием имеющихся и развитых для ВВЭР производственных мощностей могут быть созданы реакторы на тепловых и быстро-резонансных нейтронах, что позволит улучшить экономические характеристики энергетической системы 21 века с замкнутым топливным циклом. Эти реакторы отличаются только активной зоной, внутрикорпусными устройствами и системой управления и защиты, а остальные узлы и элементы установок могут быть унифицированы и изготовлены по заводской технологии [96].

#### ***16.5.2. О месте реакторов СКД в ядерной энергетике 21 века***

Потенциальные запасы природного урана, накопленные резервы урана и плутония, существующие производственные мощности ядерного топливного цикла при экономически обоснованной инвестиционной и экспортно-импортной политике обеспечивают заданные параметры развития атомной энергетики при использовании в основном реакторных технологий типа ВВЭР в открытом ядерном топливном цикле лишь до 2030 года [90].

Из инновационных проектов ведется строительство энергоблока № 4 БАЭС с реактором БН-800. Капитальные затраты на 1 кВт вводимой мощности выше, чем для ВВЭР (оценочно не менее, чем в 1,2 раза). Аналогичный показатель для создаваемого реактора БН с натриевым теплоносителем мощностью 800 МВт (Франция) составит 2400 \$ или в 1,3 раза выше, чем при строительстве ВВЭР. Можно констатировать, что стоимость удельных капитальных затрат наиболее продвинутых инновационных проектов на основе натрий- или свинец-охлаждаемых реакторов существенно выше, чем реакторов ВВЭР.

Долгосрочная отраслевая технологическая политика предусматривает эволюционное внедрение в период 2010-2030 годов новой ядерной энерготехнологии IV поколения на быстрых реакторах с замыканием ядерного топливного цикла и с применением уран-плутониевого топлива, что снимет ограничения в отношении топливного сырья на обозримую перспективу.

Следовательно, эволюционные и инновационные проекты 21 века являются неотъемлемой частью модели ядерной энергетики (ЯЭ) [87]. Согласно модели РНЦ «Курчатовский институт» в ядерной энергетике 21 века целесообразны (рис. 16.4):

- тепловые энергетические реакторы для минимизации равновесных количеств плутония в системе ЯЭ за счет потребления его избыточного количества и оптимального энергопроизводства в силу множества других свойств: гибкий мощностной ряд, широкая

область использования и т.д.;

- быстрые реакторы для базового энергопроизводства, обеспечения нейтронного баланса в системе ЯЭ и соответственного эффективного замыкания топливного цикла по U и Pu;
- жидкосолевые реакторы-выжигатели для минимизации количеств минорных актиноидов на этапе стабильного использования ЯЭ и для сжигания всех опасных актиноидов и опасных долгоживущих продуктов деления на стадии закрытия ЯЭ.

Схема функционирования топливного цикла и системы такова:

- выгруженное облученное топливо подвергается переработке, с возможно более коротким временем технологического цикла и наименьшим количеством невосвратно теряемых нуклидов;
- уран, после небольшого дообогащения, большая часть плутония без значительной очистки и, возможно, часть нептуния направляются на изготовление свежего топлива для тепловых и быстрых твердотопливных реакторов;
- часть плутония (в качестве источника нейтронов) вместе со всеми минорными актиноидами и некоторыми продуктами деления вводится в реакторы-”мусорщики”, из которых стабильные и недолгоживущие продукты деления выводятся системами регенерации самого реактора;
- стабильные и короткоживущие продукты деления направляются во временное хранилище, откуда, если не найдут применения в технологических процессах и медицине, передаются на контролируемое захоронение.

### ***16.5.3. Реакторы с тепловым спектром нейтронов***

Срок эксплуатации современных реакторов ВВЭР до 60 лет. Поэтому эти установки будут в эксплуатации, по крайней мере, до 70-80 годов 21 века. Прогнозируется переход на МОХ-топливо или ториевый цикл (см. рис. 16.5). Во всех концепциях на более длительный период реакторы на тепловых нейтронах признаны необходимыми.

Можно утверждать, что реакторы ВВЭР СКД с тепловым спектром могут найти место в энергетике 21 века, как более эффективные по КПД и замещающие действующие в настоящее время реакторы ВВЭР.

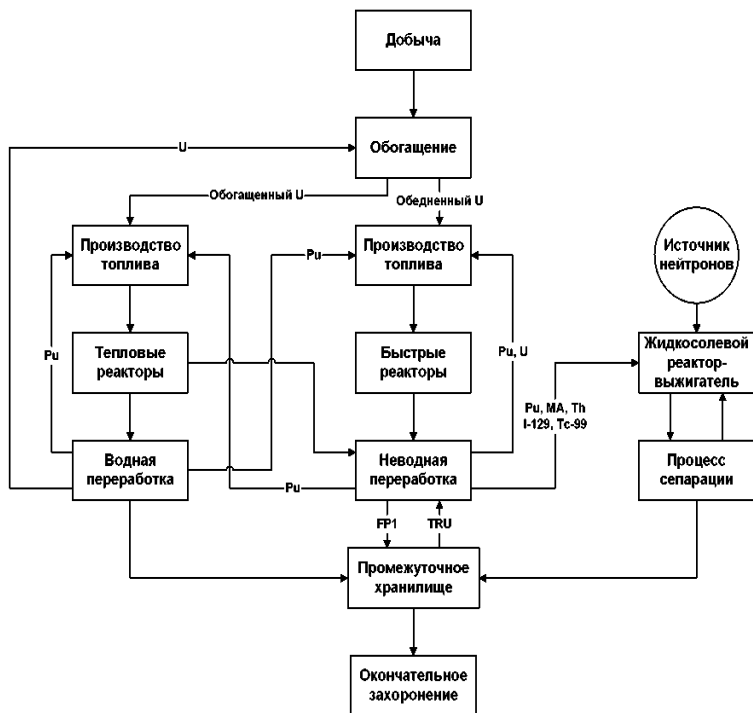


Рис. 16.5. Трехкомпонентная система ядерной энергетики с замкнутым топливным циклом для всех актиноидов, включая Pu и опасные долгоживущие продукты деления:

Pu – плутоний, U – уран, TRU – трансурановые элементы, I – йод, MA – минорактиниды, Tc – технеций, Th – торий, FP – продукты деления

#### 16.5.4. Реакторы с быстрым спектром нейтронов

Поскольку темпы роста мировой энергетики снизились и, вероятно, за счет энерго-сбережения не будут существенно меняться, то высокие темпы внедрения ядерной энергетики и, как следствие, бридинг топлива, о которых говорилось в 70-80-е годы, перестали быть актуальными. Разработка быстрых реакторов теперь может быть направлена на достижение наивысших показателей безопасности и экономичности, на решение проблем ядерных отходов и нераспространения делящихся материалов [90].

Результаты исследований последних лет и опыт эксплуатации продемонстрировали, что наряду с высоким уровнем КПД и потенциальной возможностью требуемого высокого коэффициента воспроизводства (КВ) реакторы на быстрых нейтронах, охлаждаемые натрием, свинцом или свинец-висмутом, обладают значительным потенциалом для оптимизации эффектов реактивности, использования свойств самозащитенности реактора, широкого применения различных пассивных средств в системах

безопасности (в особенности, при снижении единичной мощности реакторной установки).

Натрий-охлаждаемые реакторы имеют принципиальный недостаток – риск, обусловленный химической активностью теплоносителя по отношению к воде и кислороду воздуха. Многоконтурность (соответственно и металлоемкость) ухудшает конкурентоспособность этих реакторов в сравнении с LWR. Используя выше приведенные оценки удельных капитальных затрат при сооружении ВВЭР и БН реакторов с натриевым охлаждением, можно утверждать, что разрабатываемые одноконтурные реакторы ВВЭР СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов должны быть дешевле БН реакторов. Согласно зарубежным оценкам удельные затраты могут составлять не более 1000 \$/кВт [97,98]. Это важное преимущество данных установок.

Что касается физических характеристик, то в работе [101] определены пути изменения параметров водно-урановой решетки и соответственно спектра нейтронов в ВВЭР для обеспечения высокого выгорания или КВ. Проведен сравнительный анализ характеристик реактора БРЕСТ-300 и быстрого реактора с водой СКД и показано, что достигаются близкие нейтронно-физические характеристики двух активных зон [99]. Положительные результаты получены в предпроектных физических исследованиях реактора ВВЭР СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов [95,99]. Следовательно, по физическим характеристикам реактор ВВЭР СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов может быть сравним с БН реакторами.

Таким образом, в ядерной энергетике 21 века могут быть использованы реакторы ВВЭР СКД как с тепловым, так и с быстрорезонансным спектром нейтронов. Основными преимуществами этих реакторов являются сравнительно низкие удельные капитальные затраты при строительстве и использование освоенной промышленностью технологии изготовления, также и высокий КПД в сравнении с ВВЭР-1000, ВВЭР-1500 и др. проектами.

### ***16.5.5. Степень проработанности предложений***

В России, как и за рубежом, проводятся работы по двум направлениям: корпусные и каналные реакторы СКД [95,96,99,100,102]. Канальный и корпусной реакторы СКД являются развитием реакторов РБМК и ВВЭР с использованием многолетнего опыта эксплуатации этих реакторов. Корпусные реакторы выгодно отличаются компактностью установки (в 3 раза меньше эквивалентный диаметр активной зоны) и внедрением заводской технологии изготовления (корпус и др.) [96,97]. Канальные – возможностями формирования спектра вне ТВС (за корпусом канала) [98,102,103].

Имеется 20-летний отечественный опыт НИР и НИОКР, включая значительный объем экспериментальных исследований по теплогидравлике теплоносителя сверхкритических параметров, разработки различных



вариантов реактора, включая быстрые и тепловые, а также реакторы с изменением спектра (таблица 1, [92]). Для формирования взвешенного и ответственного подхода к выбору задач ближайшей перспективы, а также целей и направлений развития в долгосрочном плане, необходимо полноценно использовать задел прошедшего 50-летнего периода развития атомной энергетики. В этой связи, можно констатировать существующую в российском ядерном сообществе недооценку роли инновационных проектов реакторов с водой с СКД для долгосрочной ядерно-энергетической перспективы и российских потребностей.

## 16.6. Одноконтурные установки с тепловым и быстрорезонансным спектрами нейтронов

На рис. 16.6 приведена типичная схема одноконтурной установки СКД с подачей пара из реактора на турбину. Видны ее преимущества в сравнении с действующими двух-контурными установками с реакторами ВВЭР: меньшее количество единиц оборудования, уменьшенный размер защитной оболочки.

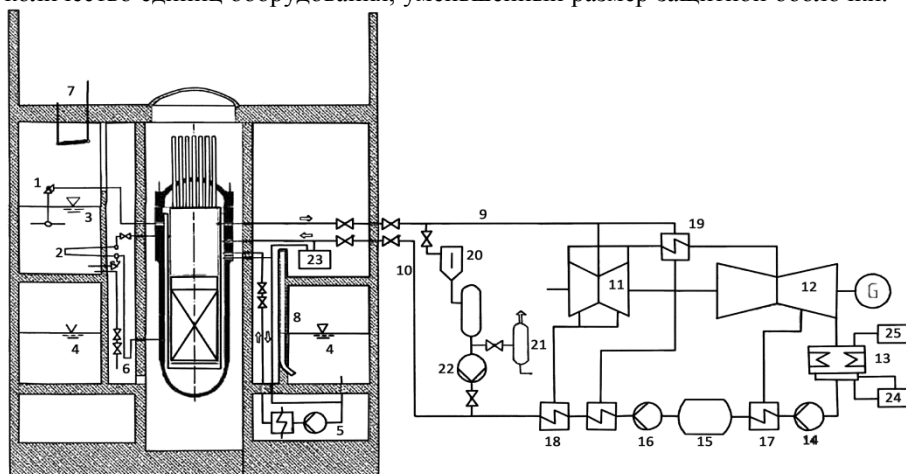


Рис. 16.6. Общий вид и типовая (на примере HPLWR) схема одноконтурной установки:

1 – система безопасности; 2 – конденсатор; 3 – бассейн; 4 – система безопасности с высоким давлением; 5 – контур охлаждения низкого давления; 6 – реакторная шахта с реактором; 7 – конденсатор для охлаждения среды под оболочкой; 8 – дренажные трубопроводы; 9 – основной трубопровод с паром; 10 – трубопровод с питательной водой; 11 – часть турбины с высоким давлением; 12 – часть турбины со средним и низким давлением; 13 – конденсатор; 14 – насос; 15 – бак с питательной водой; 16 – основной насос; 17–19 – теплообменники-подогреватели; 20 – сепаратор; 21 – емкость для дренажа; 22 – насос для пускового режима; 23 – система для очистки теплоносителя; 24 – система для очистки; 25 – система дегазации.

По организации движения теплоносителя в активной зоне рассматриваются так называемые прямоточные, «однозаходные» – общепринятая схема и «двухзаходные» схемы [95]. В каждой из этих схем

корпус реактора поддерживается при температуре 290°C. Внутри корпуса устанавливается «горячий» бокс, в который поступает теплоноситель после активной зоны. По выходному, теплоизолированному трубопроводу пар выходит из реактора и поступает на турбину. В «однозаходной» схеме реализуется подъемное движение теплоносителя. В «двухзаходных» установках организуется опускное движение теплоносителя в кольцевой наружной части активной зоны и подъемное движение в центральной части (рис. 16.6) [95]. «Двухзаходная» схема привлекательна тем, что область фазового перехода 2-го рода с резким изменением плотности теплоносителя и растворимости в нем примесей находится в нижней части АЗ с меньшей плотностью потока нейтронов. Это положительно влияет на устойчивость режимов реактора и, вероятно, позволит снизить перенос продуктов коррозии в контуре (примеси будут локализованы в нижней части корпуса). Такой подход привлекателен для повышения безопасности быстрорезонансного реактора (вариант решения проблемы «пустотного» эффекта реактивности). Кроме того, имеется возможность увеличения скорости теплоносителя и улучшения теплообмена в центральной части с высокой температурой оболочек ТВЭЛов. Последнее полезно для снижения максимальной температуры оболочки и повышения надежности ТВЭЛов. Вместе с тем, необходимы исследования для подтверждения охлаждения активной зоны при прекращении вынужденной циркуляции и формировании режима с естественной циркуляцией теплоносителя.

**В тепловом реакторе ВВЭР СКД** есть свои отличительные особенности. Во-первых, необходимо создать тепловой спектр нейтронов в водно-топливной среде с изменяющейся плотностью воды, во-вторых, обеспечить малое влияние изменения плотности воды на основные нейтронно-физические характеристики и, в-третьих, выполнить принцип самозащищенности установки. Эти условия выполняются, если применять так называемые «водяные» элементы или в ТВС устанавливать элементы с твердым замедлителем – гидридом циркония [97]. По замедляющей способности вода и гидрид циркония близки. Расчеты подтвердили оптимальность предложений по конструкции «водяных» элементов, описанных в работе [97]. В настоящее время разрабатывается конструкция ТВС с «водяными» элементами и проводятся уточняющие нейтронно-физические расчеты характеристик активной зоны теплового одноконтурного ВВЭР СКД. Наличие «водяных» элементов со слабо изменяющейся плотностью воды позволяет уменьшить изменение реактивности реактора в пусковых режимах и повысить устойчивость режимов установки.

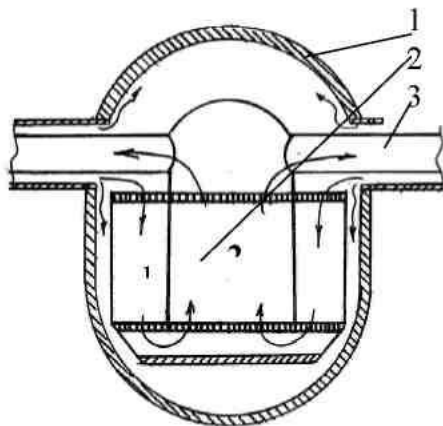


Рис. 16.7. Схема охлаждения корпуса и двухходового движения теплоносителя в активной зоне [95]: 1 – корпус, 2 – активная зона, 3 – теплоизолированный выходной трубопровод

Более детально характеристики активной зоны ВВЭР СКД с тепловым спектром изложены в отдельном докладе специалистов РНЦ «Курчатовский институт» и ОКБ «Гидропресс» на конференции.

Физические характеристики быстрорезонансного реактора изложены в работах [95,99] и в отдельном докладе на конференции. Показана возможность достижения приемлемой длительности кампании и реализации условий самозащищенности реактора.

Выполнен анализ водно-химического режима (ВХР) котлотурбинных установок СКД. Проверенные многолетней практикой нормативы по ВХР рекомендуется использовать при проектировании ВВЭР СКД [104-107].

## 16.7. Двухконтурные установки

В 90-е годы разработан ВВЭР СКД-И (см. данные в таблице 1). Это установка интегрального типа со встроенным парогенератором. Охлаждение активной зоны осуществляется в режиме естественной циркуляции (тепловая мощность до 1250 МВт). Предлагается в ближайшее время уточнить предельную мощность установки, снимаемую в режиме естественной циркуляции. Исследования будут проведены при более высоком давлении теплоносителя 24-24,5 МПа (вместо ранее использованного  $P=23$  МПа), что позволит повысить устойчивость работы реактора. Отличительной особенностью данного проекта является возможность изменения спектра в процессе кампании и достижение предельного выгорания при сравнительно высоком КВ для теплового реактора (0,75 – равновесное состояние и 0,6 – в конце кампании). Эта возможность реализуется путем изменения температуры на входе в реактор. Для увеличения длительности кампании

принято решение о плавном повышении плотности теплоносителя без изменения электрической мощности АЭС. Плотность теплоносителя на входе в активную зону изменяется в течение кампании путем регулирования температуры на входе в реактор. Данный реактор может быть основой для серии реакторов малой и средней мощности.

Таким образом, исходя из задач, стоящих перед ядерной энергетикой в 21 веке, в России проектируется ряд установок ВВЭР СКД:

1. ВВЭР СКД с тепловым и быстрорезонансным спектрами рассматриваются как российский вариант установок 4-го поколения на основе единой технологической базы для их создания и с одинаковыми требованиями по безопасности. Перспективность реализации ВВЭР СКД заключается:
  - в дальнейшем совершенствовании действующих реакторов ВВЭР (создание ВВЭР СКД с тепловым спектром нейтронов и высоким КПД),
  - в комплексном решении задач ядерной энергетики 21 века с замкнутым топливным циклом путем применения наряду с тепловым ВВЭР СКД и ВВЭР СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов.
2. Переход на сверхкритические параметры воды (давление 25 МПа, температура 500- 540°C и выше), а также использование одноконтурной прямоточной схемы без парогенераторов дает ряд важных преимуществ:
  - повышение КПД от достигнутого на действующих АЭС уровня ~33% до 45%;
  - сокращение расходов урана в случае реализации концепции быстрого реактора, позволяющего получить коэффициент воспроизводства около 1,0;
  - сокращение объемов строительства и монтажа;
  - повышенная безопасность (отсутствует такое явление как критический тепловой поток, который в ВВЭР в аварийных режимах может привести к перегреву и повреждению части ТВЭЛов);
  - меньший, чем в ВВЭР-1000 (в 8-10 раз) расход теплоносителя через активную зону, что позволяет сократить диаметры основных трубопроводов и мощности насосов;
  - сокращение металлоемкости собственно ядерно-энергетической части АЭС за счет исключения парогенераторов и др. оборудования второго контура;
  - сокращение тепловых сбросов в окружающую среду.

Расчетные исследования и многолетний опыт эксплуатации установок СКД в промышленной теплоэнергетике позволяют сделать вывод о целесообразности активизации работ по направлению создания ВВЭР СКД: проектных разработок и НИОКР для обоснования конкретных технических решений по проектам ВВЭР СКД.

3. Российскими предприятиями выполнены проработки корпусных и канальных СКД, аналогичные разрабатываемым за рубежом. Имеются и

уникальные проработки как ВВЭР СКД-И (двухконтурный, с естественной циркуляцией теплоносителя и с регулированием спектра нейтронов в течение кампании). В настоящее время продолжаются расчетные исследования в ограниченном объеме и уточняются конструкция и характеристики реакторов. Видна необходимость проработки конструкций реакторов для решения задач ядерной энергетики в 21 веке и проведения экспериментальных обосновывающих проекты исследований с использованием теплогидравлических стендов (ФЭИ) и исследовательских реакторов (НИИАР, Россия).

4. Стеновая база в России (вне реакторные и реакторные петли), многолетний опыт проектирования и исследований, предложения по новым разработкам являются основой для создания реакторов ВВЭР СКД и для международного сотрудничества по данному направлению. Целый ряд вопросов может быть решен при успешном международном сотрудничестве.

#### **16.8. Реакторы, охлаждаемые водой сверхкритического давления при двухфазной схеме движения теплоносителя**

Водоохлаждаемые реакторы при СКД теплоносителя, разрабатываемые по программе GEN IV, отнесены к перспективным реакторам, внедрение которых предполагается к 2030 году.

Международным сообществом разрабатывается концепция SCWR (Super Critical Water Reactor) реакторов с тепловым и быстрым спектрами нейтронов [90,91]. При этом, как ближайшая задача – замена LWR, разрабатывается реактор с тепловым спектром нейтронов и на втором плане, при тесной решетке ТВЭЛ, реактор с быстрым спектром SCFR (Super Critical Fast Reactor).

В России указанная концепция принимает название "ВВЭР-СКД" [92, 93] в соответствии с которой разрабатываются корпусные водоохлаждаемые реакторы с СКД с тепловым и быстрым спектрами нейтронов.

В разрабатываемых проектах реакторов на СКД теплоносителя приняты однофазные схемы охлаждения, в соответствии с которыми весь подогрев теплоносителя происходит при его движении в активной зоне снизу вверх. Поскольку величина этого подогрева велика 230-250°C, то даже небольшие неравномерности в распределении энерговыделения по ТВЭЛам приводят к большим различиям в выходной температуре теплоносителя и в температуре оболочек ТВЭЛ.

В реакторе с быстрым спектром нейтронов плотность теплоносителя изменяется по высоте в ~ 10 раз и спектр нейтронов – от теплового до быстрого. В этом случае требуется использование сложной схемы профилирования обогащения топлива по объему активной зоны и введение blankets для получения отрицательного пустотного эффекта реактивности. Для уменьшения указанных проблем предлагается использовать двухфазную схему охлаждения [94].

Для реактора с быстрым (или быстро-резонансным) спектром нейтронов

проведен сравнительный анализ по использованию двухходовой схемы охлаждения применительно к проекту одноконтурной реакторной установки ВВЭР-СКД с одноходовой схемой, которая по многим характеристикам: параметры реакторной установки, конструкция ТВЭЛов, ТВС, топливная композиция, материалы, близка к японскому проекту SCFR.

В реакторе с тепловым (или эпитепловым) спектром нейтронов максимально используются конструкции и технологии, отработанные в реакторах ВВЭР, при существенном упрощении схемы установки (одноконтурная) и повышении КПД до  $\sim 42\%$ .

### ***16.8.1. Реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов***

#### ***Схема охлаждения реактора***

Предлагается использовать следующую схему охлаждения реактора, в соответствии с которой активная зона разделена по радиусу на центральную и периферийную зоны с примерно одинаковым числом ТВС (рис. 16.7).

Периферийная зона охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. Внизу активной зоны в камере смешения потоки теплоносителя из периферийных ТВС объединяются и поступают на вход в центральную, которая охлаждается при движении теплоносителя снизу вверх. Питательная вода охлаждает весь корпус реактора, подвод и отвод теплоносителя осуществляются по патрубкам типа "труба в трубе". Возможно и отдельное исполнение патрубков. По предлагаемой схеме теплоизолировать нужно только "горячий" бокс для сбора пара перед выходом его из реактора, активная зона может быть доступна для перегрузок топлива.

Вода сверхкритического давления при нагреве не имеет фазовых переходов. Однако можно выделить псевдокритическую точку при  $385^{\circ}\text{C}$ , около которой при изменении температуры воды на  $15^{\circ}\text{C}$  ее плотность изменяется в 2,5 раза. Потоки теплоносителя в опускном и подъемном участках предлагается разделить при  $\sim 395^{\circ}\text{C}$ . В опускном участке теплоноситель будет нагреваться на  $115^{\circ}\text{C}$ , плотность изменяться в 3,5 раза. В подъемном участке подогрев теплоносителя составит  $135^{\circ}\text{C}$ , плотность изменится в 2,2 раза.

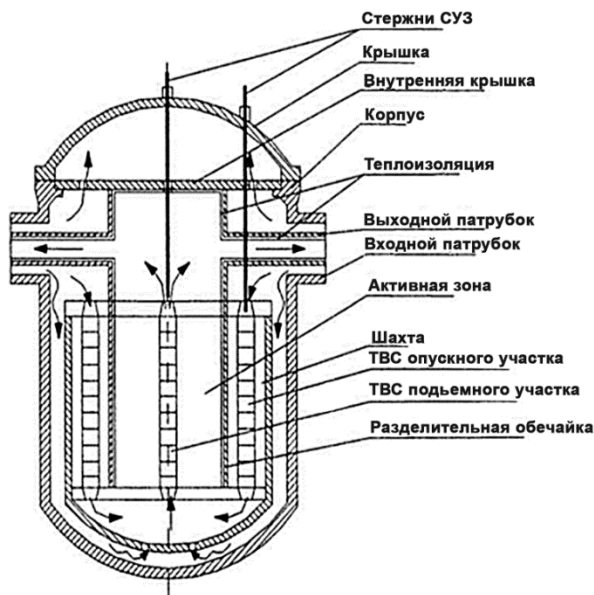


Рис. 16.8. Схема охлаждения реактора

Таким образом, спектр нейтронов по высоте изменяется незначительно, а будет изменяться по радиусу, и в этом случае не потребуются сложного профилирования обогащения топлива для выравнивания энерговыделения по объему активной зоны. Все конструкции ТВС будут работать при вдвое меньшем перепаде температуры. При делении активной зоны на два участка проходное сечение для теплоносителя уменьшается в 2 раза и в 2 раза увеличивается скорость теплоносителя, которая становится равной 1,6 м/с на входе в периферийную зону и ~ 15 м/с на выходе из активной зоны.

В связи с уменьшением расхода теплоносителя (примерно в 10 раз по сравнению с ВВЭР) его скорость получается небольшая, затраты на перекачку незначительные (потери на трение составят ~ 0,8 МПа, затраты на перекачку ~ 2500 кВт). При увеличении скорости теплоносителя в 2 раза повысится коэффициент теплоотдачи (в 1,7 раза), что приведет к снижению температуры оболочки ТВЭЛ и улучшению его работоспособности.

### **Топливный цикл**

Основные технические характеристики реактора следующие:

- Мощность, МВт:
  - электрическая ..... 1700
  - тепловая ..... 3830
- Теплоноситель:
  - давление, Мпа ..... 25
  - температура на входе/выходе, °С ..... 280/530
- Высота/эквивалентный диаметр активной зоны, ..... 3,76/3,37
- Число ТВС в активной зоне ..... 241

Топливная композиция представляет собой смесь отработавшего ядерного топлива ВВЭР и оружейного плутония. Такая топливная загрузка существенно уменьшает требуемое количество оружейного плутония по сравнению с вариантом с обедненным ураном. Кроме того, не накапливаются дополнительные объемы отработавшего топлива.

При эффективной плотности смеси оксидов урана и плутония  $9,3 \text{ г/см}^3$  плотность оксида оружейного плутония составляет  $0,7 \text{ г/см}^3$  и одинаковая во всех ТВС.

В расчетной модели (рис. 16.9, рис. 16.10) центральная и периферийная зоны по высоте разбивались на четыре подзоны с изменением средних параметров теплоносителя, температуры топлива и оболочки ТВЭЛа, полученных из предварительных расчетов.

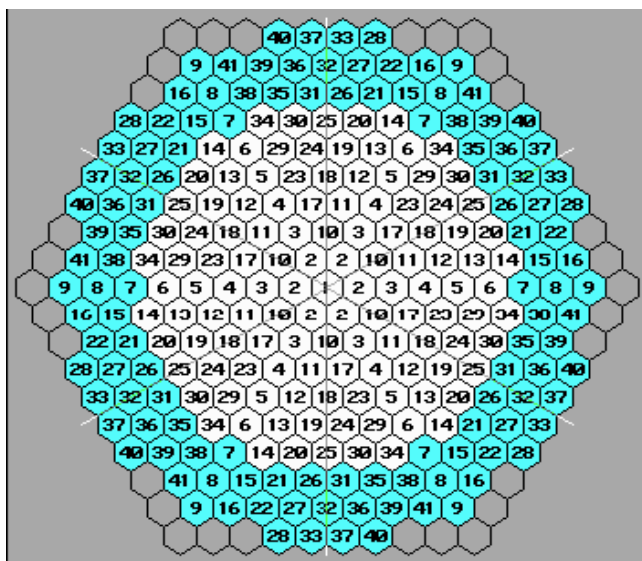


Рис. 16.9. Картограмма активной зоны



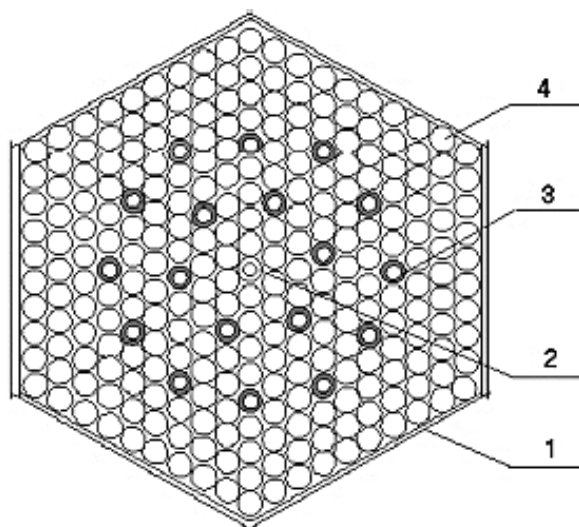


Рис. 16.10. Поперечное сечение ТВС:

- 1 - чехол толщиной 2,25 мм; 2 - центральная труба размером  $\varnothing 10,7 \times 1$  мм;  
 3 - 18 направляющих каналов под ПЭЛ размером  $\varnothing 10,7 \times 0,55$  мм;  
 4 - 252 ТВЭЛа, оболочка размером  $\varnothing 10,7 \times 0,55$  мм, шаг 12 мм.  
 Конструкционный материал всех элементов - никелевый сплав

### 16.8.2. Реактор с тепловым спектром нейтронов

Конструкцию и размеры корпуса реактора, внутрикорпусных элементов, карто-грамму активной зоны, размеры ТВС, ТВЭЛ предполагается принять максимально близкими к реактору ВВЭР-1000. Основные характеристики реактора следующие:

- Мощность, МВт
  - электрическая 1200
  - тепловая 2700
- Теплоноситель:
  - давление, МПа 25
  - температура на входе/выходе, °C 280/510
  - расход, т/час 5440
- Высота/эквивалентный диаметр активной зоны, м 3,55/3,16
- Число ТВС, шт 163

### Схема охлаждения реактора и конструкция ТВС

Предлагается разделить каждую ТВС по радиусу на 2 зоны - периферийную (ПЗ) и центральную (ЦЗ) внутренним чехлом, который необходим для обеспечения схемы охлаждения как показано на рис. 16.11. Периферийная зона ТВЗ охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. Снизу активной зоны есть общая камера смешивания, в которой потоки

теплоносителя из периферийных зон перемешиваются и поступают на входы в центральные зоны ТВЗ, которые охлаждаются при движении теплоносителя от низа до верха.

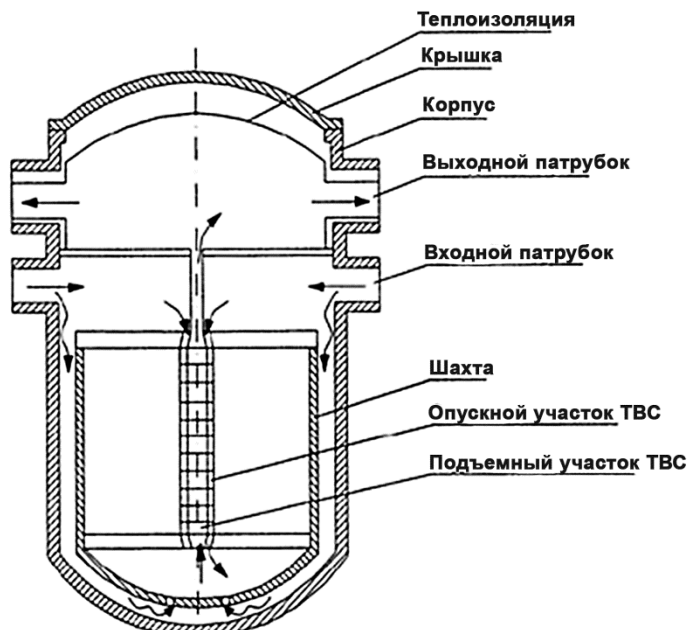
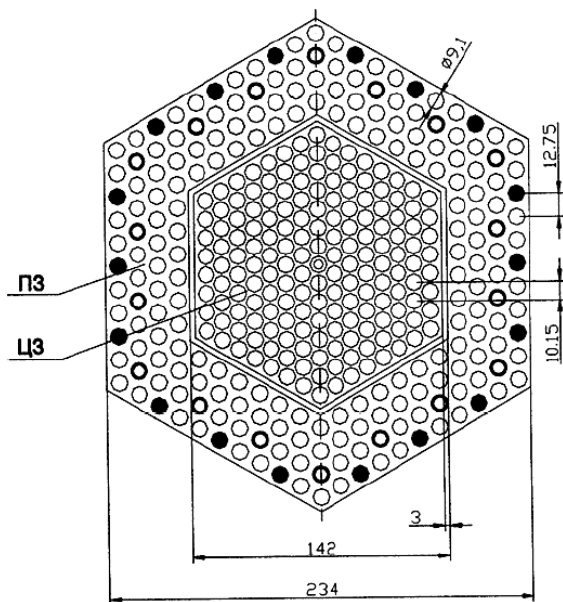


Рис. 16.11. Схема охлаждения реактора

Пар (сверхкритическая жидкость) на выходе из ТВЗ поступает в общий теплоизолированный собиратель пара, и из него уже на выход из реактора. Температура теплоносителя в камере смешивания предполагается  $\sim 395^{\circ}\text{C}$  (близкой к псевдо-критической точке) при этом теплоноситель будет нагреваться приблизительно одинаково на  $115^{\circ}\text{C}$  как в опускной так и в подъемном участках.

Наличие камеры смешения будет способствовать осаждению в ней продуктов эрозии и коррозии и способствовать уменьшению их выноса во внешний контур.

На рис. 16.12. представлено поперечное сечение ТВС. Размер "под ключ", шаг размещения ТВС и их количество в активной зоне такое же, как и в ВВЭР-1000. В ПЗ ТВС ТВЭЛы  $\varnothing 9,1$  мм в оболочке  $\delta = 0,69$  мм из циркониевого сплава размещаются с шагом 12,75 мм в количестве 204 шт, в том числе 18 ПС СУЗ и 18 твэгов с  $\gamma_{\text{Gd}} = 0,3$  г/см<sup>3</sup>, в ЦЗ ТВС ТВЭЛы  $\varnothing 9,1$  мм в стальной оболочке  $\delta = 0,5$  мм размещаются в тесной решетке с шагом 10,15 мм в количестве 168 шт.



⊙ – центральная трубка; ○ – ТВЭЛ ЦЗ (168 шт., шаг 10,15 мм);  
 ○ – ТВЭЛ ПЗ (168 шт., шаг 12,75 мм); ● – ТВЭГ (18 шт.); ⊙ – ПС СУЗ (18 шт.)

Рис.16.12. Поперечное сечение ТВС

Топливо в ТВЭЛх ПЗ – оксид урана с обогащением  $X_5 \approx 5\%$  (заводская технология), в ТВЭЛх ЦЗ – МОХ топливо на основе отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с добавкой оружейного плутония. Использование МОХ топлива в ЦЗ обосновывается тем, что спектр нейтронов в этой зоне быстро-резонансный и МОХ топливо в ТВЭЛх ЦЗ будет приводить к увеличению КВ и уменьшению неравномерности энерговыделения по ТВЭЛам в ТВС.

При принятой плотности смеси оксидов урана и плутония  $\gamma_{\text{топл}} = 9,3 \text{ г/см}^3$ , плотность оксида оружейного плутония составляла  $0,8 \text{ г/см}^3$ .

### Расчеты топливного цикла

В расчетной модели ТВС ЦЗ и ПЗ по высоте разбивались на 4 подзоны с изменением средних параметров теплоносителя, температур топлива и оболочки ТВЭЛа, полученные из предварительных расчетов.

Для уменьшения "всплеска" энерговыделения на границе ЦЗ-ПЗ обогащение топлива в последнем ряду ТВЭЛов в ЦЗ принято в 1,5 раза меньше чем в остальных ТВЭЛх ( $\gamma_{\text{PuO}_2} = 0,54 \text{ г/см}^3$ ). При этом максимальная неравномерность энерговыделения по ТВЭЛам в ТВС  $q_r^{\text{max}} = 1,3$ .

В результате расчетов было выяснено, что в активной зоне реактора с СКД преимущественную роль играет деление на тепловых нейтронах (около 56 % делений в начале кампании и 58 % в конце). По высоте ТВС доля делений на быстрых нейтронах изменяется мало, а имеет место изменение спектра, приводящее к перераспределению доли делений на тепловых и резонансных нейтронах.

Был выбран 3-х кратный топливный цикл с частичными перегрузками ТВС один раз в течение календарного года.

Для уменьшения флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора использовалась схема перегрузок с установкой ТВС последнего года выгорания на периферию активной зоны. Расход природного урана в ~ 2 раза меньше, чем в ВВЭР-1000 из-за наличия в ТВС ТВЭЛов с МОХ топливом.

При принятом обогащении топлива  $X_5 = 5\%$  получается 3-х годичный топливный цикл при средней энерговыработке выгружаемых ТВС ~ 28 МВт сут/кг тяжелых актиноидов. Для увеличения этих характеристик нужно повысить обогащение топлива до  $6 \div 6,5\%$ .

Предложенные двухходовые схемы циркуляции теплоносителя со сверхкритическим давлением в водоохлаждаемых реакторах с быстро-резонансным и тепловым спектрами нейтронов позволяют реализовать преимущества по сравнению с предлагаемыми проектами подобных ЯЭУ. При реализации указанных схем теплоотвода:

- в 2 раза снижается перепад температуры, при которой находятся конструктивные элементы ТВС;
- в 2 раза увеличивается скорость движения теплоносителя, но вследствие небольших расходов, связанных с использованием среды со сверхкритическим давлением, скорость еще ниже, чем в ВВЭР, при этом будет увеличиваться коэффициент теплоотдачи и снижаться температура оболочек ТВЭЛов;
- обеспечивается требуемая неравномерность распределения энерговыделения по объему активной зоны без сложного профилирования по обогащению топлива;
- в 2 раза снижается подогрев теплоносителя по высоте в подъемном участке, расположенном в центре активной зоны или ТВС, что будет приводить к уменьшению неравномерности в распределении температуры теплоносителя на выходе из ТВС;
- обеспечиваются отрицательные обратные связи по основным параметрам: температуре и плотности теплоносителя, температуре топлива, пустотному эффекту (без применения дополнительных мер – введение blankets, твердого замедлителя для реактора с быстрым спектром нейтронов);
- требуется небольшой запас реактивности на выгорание и наиболее сложные режимы эксплуатации – залив холодной водой, могут быть обеспечены штатными средствами – расположением поглощающих органов СУЗ в двух трети ТВС.

Для реактора с тепловым спектром нейтронов вместе со штатными ТВЭЛами реакторов ВВЭР может использоваться МОХ-топливо, что позволит повысить КВ и уменьшить годовой расход природного урана, а также отработать технологию для перехода к быстрым реакторам с МОХ-топливом с  $K_B \approx 1$ .

### **16.9. Водографитовый энергетический реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя ВГЭРС**

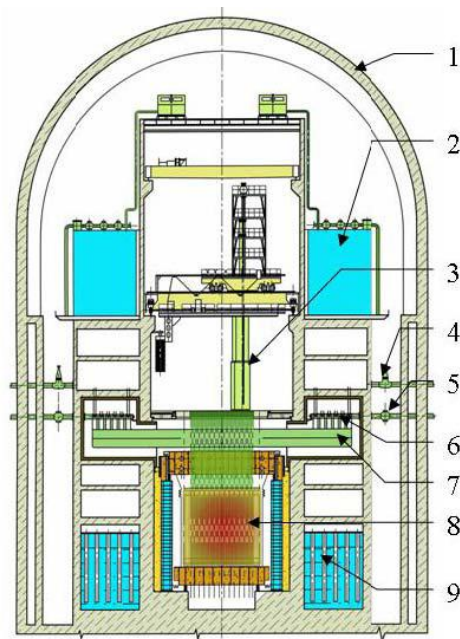
В 2006 году в НИКИЭТ разработана концепция реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя с графитовым замедлителем. Реакторная установка ВГЭРС (водографитовый энергетический реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя ( $P = 250 \text{ кгс/см}^2$ ,  $T = 550^\circ\text{C}$ )) представляет собой канальный, прямоточный уран-графитовый реактор четвертого поколения, предназначенный для производства электрической и тепловой энергии. Особенности канальной конструкции позволяют проектировать мощностной ряд энергоблоков с ВГЭРС с установленной электрической мощностью от 850 МВт до 1700 МВт.

Разработка ВГЭРС опирается на успешный опыт эксплуатации энергоблоков сверхкритического давления на органическом топливе, на протяжении последних 40 ÷ 50 лет. Этот опыт позволяет в значительной мере использовать освоенное оборудование и отработанные технологии, в том числе:

- турбоустановки СКД мощностью от 850 МВт до 1200 МВт;
- материалы контура циркуляции и основного теплотехнического оборудования;
- водохимический режим и пр.

При разработке ВГЭРС используется и опыт российского реакторостроения, который дает принципиальную возможность получить пар сверхкритических параметров в канальном реакторе при использовании давно отработанных и широко используемых в реакторостроении материалов. Это, в первую очередь, жаропрочное керметное топливо типа применявшегося в пароперегревательных каналах 1 очереди Белоярской АЭС, а также некоторые конструкционные материалы. Применимость материалов для оболочек ТВЭЛов и технологических каналов реактора РБМКП была проверена при испытаниях экспериментальных каналов ППК-Ц на Белоярской АЭС, причём в температурных условиях, включающих и перегрев пара.

Имеющийся в России опыт создания и эксплуатации РУ с перегревом пара, выполненный в 70-80 годы НИОКР и проработки концепций канальных энергетических реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя последних лет показывают, что наиболее реальным в России является разработка канального энергетического реактора этого типа с графитовым замедлителем.



1 - контеймент; 2 - бак СПОТ; 3 - РЗМ;  
4 - паропровод; 5 - подвод питательной  
воды; 6 - РГК; 7 - коммуникации;  
8 - реактор; 9 - бассейн-барботер.

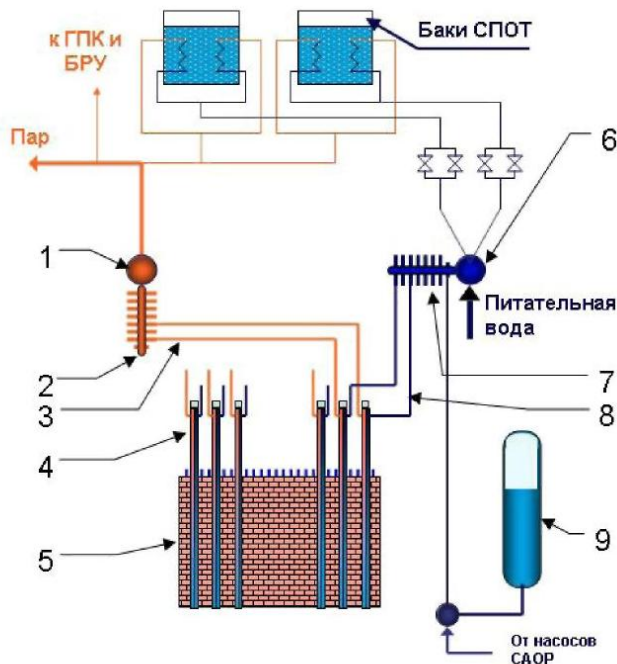
Рисунок. 16.13. РУ ВГЭРС -850. Поперечный разрез

Основной экономический эффект ВГЭРС получается за счет высокого КПД энергоблока и связанного с этим уменьшением удельных капиталовложений в многочисленные системы АЭС, стоимость которых зависит от тепловой мощности реакторов (обращение с РАО и ОЯТ, система техводоснабжения, работы на площадке и т.п.), а так же сокращения количества и объема оборудования вследствие упрощения конструкции реактора.

Реакторная установка, перегрузочный комплекс, оборудование секций, а также системы безопасности – система пассивного отвода тепла (СПОТ), система защиты от превышения давления (СЗПД), а так же быстродействующая система аварийного охлаждения реактора (БД САОР), находятся под герметичной оболочкой

Циркуляционный контур теплоносителя разделен на несколько независимых секций (Рис. 16.13), число которых в зависимости от номинальной мощности реактора варьируется от 4 (Нэл = 850 МВт) до 8 (Нэл = 1700 МВт). Реактор выполнен прямоточным, вследствие чего значительно сокращается количество и объем оборудования реактора (исключаются ГЦН, сепараторы и т.п.), снижаются примерно в 1.5 раза затраты на собственные

нужды энергоблока. Применение прямоточной схемы в несколько раз снижает расходы воды через реактор, что позволяет уменьшить диаметры трубопроводов (Рис. 16.13) и, таким образом, уменьшить металлоемкость реактора.



1 – Главный паропровод Ду 300; 2 – Сборный паровой коллектор Ду 130; 3 – Паровая коммуникация Ду 35; 4 – Топливный канал; 5 – Реактор; 6 – Трубопровод подачи питательной воды Ду 300; 7 – Раздаточный групповой коллектор Ду 130; 8 – Водяная коммуникация Ду 25; 9 – Гидробаллоны САОР.

Рис. 16.14. Принципиальная схема петли (секции) РУ ВГЭРС

Ключевым элементом реактора ВГЭРС является топливный канал (Рис. 16.14), выполняемый в виде трубы Фильда, с охлаждением трубы топливного канала "холодным" теплоносителем, что позволяет сохранить температуру графитовой кладки и металлоконструкций на приемлемом уровне.

Использование керамико-металлическое топлива, показанного Рис. 16.15 (по типу топлива, успешно эксплуатировавшегося в пароперегревательных каналах Белоярской АЭС), позволяет снизить температуры топлива, достигнуть большей глубины выгорания, а также ограничить выход продуктов деления из топлива даже при повреждении оболочек ТВЭЛов.

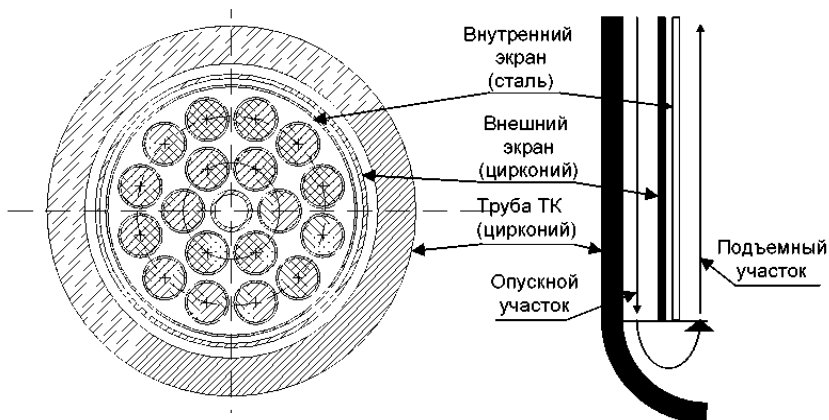


Рис. 16.15. Конструкция топливного канала

Особенности керметных ТВЭЛов позволяют реализовать следующие преимущества:

- компенсацию «твердого» распухания топливного сердечника;
- локализацию около 90% продуктов деления в гранулах  $\text{UO}_2$ ;
- достижение выгорания до 120 МВт сут/кг U;
- низкие температуры топливного сердечника и оболочки (650 – 800 °C);
- малый запас аккумулированного тепла в топливе;
- снижение на 2-3 порядка выхода радиоактивных продуктов деления в случае повреждения оболочки ТВЭЛа.

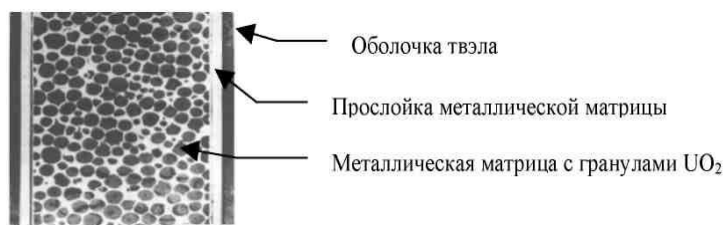


Рис. 16.16. Конструкция керамико-металлического топлива

Проектирование систем безопасности ВГЭРС опиралось на сбалансированное сочетание пассивных и активных систем, причем по мере возможности предпочтение отдавалось конструкциям, работающим "пассивно". Это позволило повысить устойчивость реакторной установки в режимах, требующих работы систем безопасности, и увеличить интервал времени, необходимый для принятия решений оперативным персоналом.

Важнейшими преимуществами реактора являются возможность перегрузки топлива без остановки энергоблока и поканальное регулирование расхода, что позволяет:



- работать с низким оперативном запасом реактивности;
- поддерживать оптимальным поле энерговыделений;
- оперативно заменять ТВС в случае нарушения их герметичности;
- регулировать расход теплоносителя через каналы и, таким образом, поддерживать температурный режим в каналах РУ.

Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, в ходе которых были подтверждены основные конструкторские решения по реакторной установке, а также ее нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики. Составлена картограмма загрузки ВГЭРС (Рис. 16.17), определены оптимальное обогащение топлива, при котором достигаются отрицательные обратные связи, эффективность стержней СУЗ, а так же характеристики топливного цикла, коэффициенты реактивности ВГЭРС, определяющие динамику реактора *отрицательны*, что свидетельствует о свойствах самозащищенности реактора и соответствует требованиям ПБЯ. Реактор имеет две независимые системы останова: БСМ (быстрое снижение мощности) и АЗ (аварийная защита), эффективности каждой из которых достаточно для останова реактора и удержания его в подкритическом состоянии.

Проведенная оценка топливной составляющей себестоимости электроэнергии показала ее удовлетворительный уровень.

Основные технические характеристики двух модификаций реакторов на сверхкритических параметрах приведены в Табл. 16.2. Удельные капитальные вложения в энергоблоки со сверхкритическими параметрами теплоносителя предлагаемой мощности ожидаются на уровне 1000 долл/кВт.

Оценочные расчеты аварийных и переходных режимов, проведенные с помощью кода Relap позволили оценить динамические особенности реакторной установки и сделать первые выводы о ее достаточной безопасности. Были исследованы режимы:

- обесточивание собственных нужд энергоблока;
- мгновенная прекращение подачи питательной воды в реактор;
- разрыв паропровода полным сечением;
- разрыв раздаточно-группового коллектора.

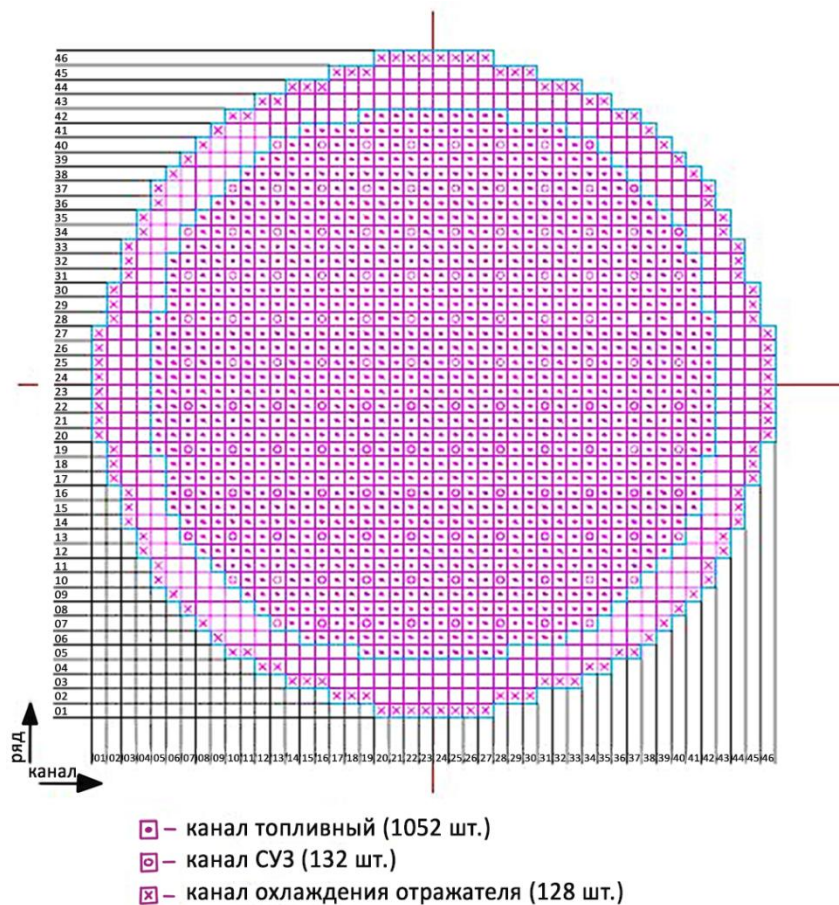


Рис. 16.17. Картограмма загрузки реактора ВГЭРС – 850

Табл. 16.3. Основные технические характеристики АЭС с РУ ВГЭРС

Сравниваемый параметр	ВГЭРС-850	ВГЭРС-1700
Мощность реактора электрическая/тепловая	850/1890	1700/3780
Расход пара на турбоустановку, т/ч (кг/с)	3020 (838)	6040 (1676)
Параметры пара перед турбоустановкой:		
- давление, кгс/см <sup>2</sup>	240	
- температура, °С	540	
КПД энергоблока (брутто/нетто)	45,5/43,7	
Температура питательной воды, °С	250	
Шаг квадратной решетки, мм	190	
Количество топливных каналов, шт.	1052	2104
Количество каналов СКУЗ, расположенных в решетке	156	312
Высота активной зоны, м	7	
Наружный диаметр/толщина оболочки ТВЭЛа	10,5/0,6	
Материал оболочки	хромоникелевые стали	
Топливный цикл	ОЯТЦ	
Средняя мощность ТК, МВт	1,797	
Средняя линейная нагрузка на ТВЭЛы, Вт/см	134	
Срок службы, лет	50	

Исследования показали, удовлетворительный температурный режим элементов конструкции реактора во всех исследованных режимах. В режимах без разгерметизации петель реактора расхолаживание протекает в режиме устойчивой естественной циркуляции теплоносителя со сбросом тепла в баки СПОТ, которые рассчитаны на автономную работу в течение не менее 3х суток. В режимах с разгерметизацией петель реактора успешное охлаждение осуществлялось работой системы САОР.

Дальнейшие НИОКР в обоснование такого проекта должны быть направлены, в основном, на выбор и обоснование применимости как уже имеющихся конструкционных материалов, так и на создание новых материалов для активной зоны, обладающих повышенной устойчивостью к коррозии, процессам деформации и набухания при высоких температурах и давлениях. Существенным является вопрос очистки теплоносителя и водохимический режим реактора. Кроме того, требуется создание связанных расчетных кодов улучшенной оценки для анализа и обоснования безопасности таких реакторных установок.

### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Перспективы атомной энергетики.
2. Атомная энергия - единый вне биосферный источник энергии.
3. Назовите этапы развития атомной энергетики.
4. Сформулируйте понятие водородной энергетики.
5. Перечислите и коротко охарактеризуйте реакторы нового поколения.
6. Назовите основные требования к новым реакторам.
7. Объясните преимущества перехода на сверхкритические параметры.
8. Объясните основные преимущества водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД).
9. Расскажите о месте реакторов СКД в ядерной энергетике 21 столетия.
10. Объясните принципы работы реакторов с тепловым спектром нейтронов.
11. Объясните принципы работы реакторов с быстрым спектром нейтронов.

## **ГЛАВА 17. СУЩЕСТВУЮЩАЯ МИРОВАЯ ПРАКТИКА В СФЕРЕ ГОСУДАРСТВЕННОГО УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИМ КОМПЛЕКСОМ**

Основные направления международной политики в области ядерной энергетики и в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности определяет Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ). Все страны-члены ЕС и США являются государствами-членами Международного агентства по атомной энергии и участвуют в подготовке документов МАГАТЭ, которые являются основой для разработки национальных законодательных и регулирующих требований в сфере ядерной и радиационной безопасности.

### **17.1. Основные международные принципы управления ядерно-энергетическим комплексом**

В число задач госуправления входят вопросы безопасности, здравоохранения, охраны окружающей среды, физической безопасности, качества и задачи экономики, вопросы социальной ответственности [152]. Надежная и эффективная система госуправления должна поддерживать повышение и совершенствование культуры безопасности и достижение высокого уровня характеристик безопасности. Поэтому система управления должна быть разработана с учетом этих задач и должна внедряться таким образом, чтобы стать известной и понятной всем отдельным лицам, которые будут ею руководствоваться.

#### ***17.1.1. Роль эксплуатирующей организации в управлении безопасностью***

Поскольку эксплуатирующая организация несет основную ответственность за обеспечение безопасности, она должна обеспечивать достижение трех целей, установленных в ядерном законодательстве: обеспечение ядерной безопасности, обеспечения радиационной защиты и технической безопасности на всех стадиях жизненного цикла энергетического реактора, включая стадию снятия с эксплуатации [153], путем принятия соответствующих технических мероприятий по обеспечению безопасности с целью соблюдения юридически обязательных положений лицензии. В частности, она должна применять принцип глубокоэшелонированной защиты, согласно которому благодаря наличию нескольких физических барьеров и нескольких уровней защиты, непреднамеренный выброс радиоактивности в окружающую среду не может произойти в результате единичного отказа, для этого необходимы отказы нескольких элементов системы защиты. После введения энергетического реактора в эксплуатацию эксплуатирующая организация обязана непрерывно управлять его безопасностью. Эксплуатирующая организация должна: (1) устанавливать политику с целью соблюдения требований безопасности, (2)

устанавливать процедуры для безопасного контроля состояния АЭС во всех режимах (в том числе в тот период, когда на станции проводятся работы по техническому обслуживанию); (3) обеспечивать наличие достаточного количества компетентных сотрудников, имеющих соответствующую подготовку. Для того, чтобы управление безопасностью было эффективным, эксплуатирующая организация должна поддерживать очень высокий уровень приверженности обеспечению безопасности, что лучше всего достигается путем установления высокого уровня культуры безопасности [154].

### ***17.1.2. Управление развитием ядерно-энергетического комплекса***

Основные факторы, влияющие на принятие решений относительно дальнейшего развития ядерно-энергетического комплекса [4]:

- Политические, законодательные и регуляторные факторы.
- Технические факторы.
- Коммерческие и финансовые факторы.

#### Политические, законодательные и регуляторные факторы.

Главными источниками политических, законодательных и регулярных факторов, влияющих на финансирование ядерной энергетики, является национальная политика, международные договоры, правительственные обязательства, общественная поддержка, национальные регулирующие организации. Правительство играет главную роль в обеспечении выполнения международных обязательств в соответствии с международным законодательством в областях ядерной безопасности, безопасности и нераспространения ядерного оружия. При этом правительство играет главную роль не только в присоединении к этим международным договорам, но и в их исполнении. Долгосрочные гарантии выполнения правительственных обязательств для долгосрочных ядерных программ - дополнительный фактор, который определяет стабильность их финансирования. Правительственные обязательства по ядерной энергетике лучше отражаются в национальной энергетической политике, в которой четко прописано роль ядерной энергетики и соответствующее необходимое развитие национальной ядерной энергетики, программа и регулирование, планирование и образовательно-технические мероприятия. Стабильность правительственных обязательств жестко связана с общественной поддержкой - другим фактором, влияющим на финансирование ядерной энергетики: маловероятно, что инвесторы будут вкладывать средства в проект, у которого отсутствует поддержка со стороны общественности, или к которому сформировано стабильное негативное отношение общественности. Правительство может играть ключевую роль в информировании граждан о преимуществах и недостатках ядерной энергетики, чтобы повлиять на общественное восприятие. Однако, следует отметить, что общественное восприятие непосредственно связано с восприятием риска, которое может измениться через некоторое время благодаря многим факторам, находящимся вне правительственного контроля - в частности политические,

экономические, социальные и психологические факторы. Правительственные обязательства передаются от правительства соответствующему регулятору, в эксплуатирующие и планирующие организации, чьи цели должны быть ясно определены в рамках проекта. Национальные регуляторы ответственны за обеспечение того, что собственник/оператор ядерных установок осуществляет проектирование, строительство и эксплуатацию ядерных установок, обеспечивая высокие стандарты безопасности и имеют ресурсы, как по специалистам, так и финансовые, чтобы выполнить эти обязательства. В Ядерном праве и законодательстве должны быть четко установлены права, обязанности и ответственность регулятора и оператора.

#### Технические факторы.

##### **Проект и строительство АЭС.**

История показывает, что стоимость развития атомных электростанций для достижения истинного уровня технологического совершенства была огромна. Четыре десятилетия исследований, развития и капитальных затрат в масштабе национальных бюджетов были потрачены теми странами, в которых сейчас эксплуатируются ядерные реакторы. В течение всего этого времени, ядерная промышленность непрерывно находилась под давлением, чтобы сократить капитальные затраты и улучшить безопасность. Конкурентоспособные затраты на генерацию энергии становятся все более доминирующим фактором. В результате имеем небольшое количество проектов, которые в настоящее время доступны на свободном рынке и имеют благодаря использованию мирового опыта удовлетворительные безопасностные характеристики и стоимость, которая управляется и является предсказуемой для повторных единиц. Поэтому опыт от предыдущих проектов является основой для развития экономики производства и методологии строительства. При строительстве часто используется модульная структура с фабричным производством ключевых систем, чтобы минимизировать работы на стройплощадке и время их выполнения. Зрелость в понимании вопросов безопасности и опыт эксплуатации привели к новым подходам в сфере обеспечения безопасности, большинство из которых имеют в основе проектирование ядерных установок с внутренне присущей безопасностью, наличию подобных свойств у ядерных установок должно уделяться особое внимание во время процедуры лицензирования. Результатом всех этих тенденций является то, что ядерные установки, проектируемые в настоящее время заказываются с гораздо большим доверием при управляемой стоимости, с характеристиками безопасности, которые универсально признанные и соответствуют условиям предоставления лицензии, и которые способны удовлетворить требования общественности относительно высокого уровня ядерной безопасности и физической ядерной безопасности.

Лучший маршрут для нового ядерного строительства на сегодня осуществляется путем строительства реакторных установок третьего поколения, которые эволюционируют от реакторных установок первого и

второго поколений, находящихся сейчас в эксплуатации. Этот подход применим как к странам, которые только начинают ядерные программы, так и к странам, которые вводят дополнительные ядерные энергетические установки. Такой подход выглядит технологически привлекательно, но какие преимущества для инвесторов? Для предыдущих поколений ядерных энергетических реакторов характерны повышенные и бесконтрольные расходы при реализации программ, они развивались вместе с эволюцией стандартов безопасности, что приводило к корректировке проектов и одновременного смещения сроков строительства. Даже во время эксплуатации для выполнения текущих стандартов безопасности и соответствующих технических усовершенствований, необходимыми были дополнительные затраты и соответствующие простои в работе. Способность принять «доведенный проект» приводит к значительному повышению предсказуемости стоимости. Усилия, направленные на ускорение строительства за счет уменьшения работ на стройплощадке, с параллельными модульными рабочими потоками в управляемых фабричных условиях, значительно сокращают сроки строительства и, поэтому, сокращают полные проектные затраты.

Более предсказуемый процесс лицензирования также имеет значительное влияние на ход выполнения и стоимость проекта. История показала, что регуляторный процесс может быть непредсказуем. Гармонизация подходов, законов, стандартов и унификация технических решений и их принятия значительно улучшает прозрачность проектов на международном уровне и сокращает риск непредвиденных расходов в течение проектирования и строительства. Регулирование является правовой и суверенной функцией и не может предусматриваться в проектном процессе или быть перемещенной в другие страны. На мировом рынке ядерных реакторных установок ключевой проблемой является именно лицензирование проекта на национальном уровне заказчика. Эффективность лицензирования в таком случае будет зависеть от уровня гармонизации ядерного законодательства заказчика и разработчика. Наиболее распространенная линия развития в мире, по которой развивается большинство стран, инвестирующих в ядерные энергетические реакторы, следует из экономических соображений и соответствует инвестированию в реакторные установки большой мощности (1000-1500 МВт (эл) на единичную установку), за редким исключением, что связано с отсутствием соответствующей инфраструктуры. Большинство составляющих расходов, в частности проект, регулирование, эксплуатация и лицензирование не зависят или слабо зависят от единичной мощности установки. Поэтому, учитывая значительный вклад затрат на строительство, стоимость грн./кВт установленной мощности может быть значительно уменьшена, если использовать принцип «больше - лучше». Возможно, что для более маленьких стран с менее развитыми электрическими сетями, которые не могут поддерживать реакторы большой мощности – использование реакторных установок с небольшой единичной мощностью



будет приемлемым вариантом. При планировании важно будет оптимизация параметров «время выполнения проекта» - «стоимость проекта».

### **Физическая инфраструктура.**

Проблемы физической инфраструктуры находятся вне контроля инвестора, но имеют важное значение для полного и последовательного успеха проекта строительства и, поэтому, необходимо в первую очередь, на стадии планирования определить наличие и возможность развития соответствующей инфраструктуры. В странах, где уже есть атомные электростанции, нужно ожидать, что большинство мероприятий уже были выполнены. Проблемы физической инфраструктуры имеют отношение преимущественно к пригодности и стабильности предложенных площадок, в частности, возможности их подключения к электрической сети. Наличие электрической сети важно не только для поставки электричества в сети, но и для обеспечения собственных нужд ядерной установки в аварийных условиях. Доступность и надежность связей сети - важные факторы, которые нужно включать в анализ экономических критериев и критериев безопасности.

Пригодность площадки включает ряд основных факторов:

- Стабильность почвы и геологических структур под грунтом;
- Наличие условий охлаждения водой;
- Сейсмические характеристики;
- Подземные воды и воздушные пути распространения выбросов в нормальных и в аварийных условиях;
- Природные и техногенные опасности;
- Физическая защита;
- Логистика маршрутов/строек транспортировок;
- Соответствие условиям предоставления лицензии;
- Близость к национальным границам.

На эти факторы нужно обращать внимание при планировании строительства и проектировании, потому что выполнение некоторых из них определяет, будет ли ядерная энергетика развиваться в мире или не будет.

### **Обеспечение ядерным топливом, обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами.**

Топливная составляющая в стоимости электроэнергии производимой на АЭС на сегодня по оценкам составляет в среднем 15% от полной стоимости [155]. Отчисления на обращение с отработанным ядерным топливом и с радиоактивными отходами составляет 5÷10% от общей стоимости электроэнергии [155]. Вопрос обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом является наиболее критичными с точки зрения восприятия общественностью [156].

В вопросах обеспечения ядерным топливом, обращения с отработанным ядерным топливом и радиоактивными отходами главными факторами являются:

- Наличие залежей урана;
- Наличие уранодобывающей промышленности;
- Наличие производства по первичной переработке урановой руды;
- Наличие производства по обогащению урана;
- Наличие производства по радиохимической переработке радиоактивных отходов.

Деятельность по обогащению урана и переработке радиоактивных отходов находится под правительственным, политическим и международным контролем. Поэтому для стран, в которых отсутствуют производства по обогащению и переработке урана наиболее приемлемым с экономической точки зрения и с точки зрения нераспространения и восприятия международным сообществом решением является создание собственного завода по фабрикации тепловыделяющих сборок по приобретенной лицензии у разработчика реакторной установки [155] и участие в международных проектах по обогащению урана и переработке радиоактивных отходов. При этом важным является подготовка квалифицированных специалистов способных выполнять эти работы. В вопросах обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом важно четкое распределение обязанностей на долгосрочную и краткосрочную перспективу. Чаще собственник ядерной установки несет ответственность за вопросы снятия с эксплуатации и демонтаж ядерной установки, в то время как вопросы обращения с радиоактивными отходами и отработанным ядерным топливом являются, в зависимости от устройства государства, в компетенции собственника ядерной установки или компетенцией правительства. В последнем случае собственник в течение периода эксплуатации осуществляет отчисления в соответствующие государственные фонды.

#### Коммерческие и финансовые факторы.

В предоставлении кредита для ядерного энергетического проекта нет принципиального различия от подобных процедур для других проектов. Кредит нужен, чтобы заплатить проектные затраты, в частности: разработка проекта, производство компонентов, приобретение, строительство, установка и укомплектование персоналом. Окупаемость инвестиций, чтобы вернуть кредит, устанавливается от эксплуатации заверщенного проекта. Главная стоимость ядерного энергетического проекта делает долговое бремя обычно выше, чем большинство других проектов (несколько миллиардов долларов США для одной единицы в случае АЭС). Время, чтобы начать наработку прибыли дохода обычно дольше, чем большинство других проектов (около пяти лет для строительства АЭС), и время, чтобы вернуть капитал плюс интерес от дохода обычно дольше 10-20 лет.

Первые поколения атомных электростанций были профинансированы в значительной степени через правительственный кредит, сопровождавшийся стратегическим решением по развитию ядерной энергетики. В общем случае кредит может поддерживаться национальным правительством, другими национальными инвестиционными банками, агентствами экспортных

кредитов, многопрофильными финансовыми учреждениями, частными инвестициями и коммерческими банками. Общие вопросы, которые должны быть учтены:

- Как кредитор обеспечивает использование кредита, чтобы покрыть стоимость товаров и услуг надлежащим образом и насколько расход выполняется эффективно и по назначению?

- Как распределен риск и как рассчитан риск/прибыль?

- Каков риск задержек и перерасхода бюджета?

- Каков механизм возврата кредита? Какие активы будут использоваться для возврата кредита?

Для решения указанных выше вопросов обычно используются следующие меры:

- Установка кредитоспособности заемщика.

- Установка доступности гарантий правительства.

Кроме того, правительства, международные агентства и инвестиционные банки будут иметь другие критерии, которые, возможно, повлияют на финансирование строительства атомных электростанций. Всемирный Банк, например, в настоящее время имеет политику нефинансирования любых ядерных энергетических проектов, ядерная энергетика на сегодня не финансируется этим учреждением по причине предоставления приоритета альтернативным возобновляемым источникам энергии. В настоящее время отношение инвесторов к ядерной энергетике оценивается как «не лучше чем нейтральное» и в большинстве случаев как «негативное», чтобы улучшить ситуацию необходимо уменьшать риски от использования ядерной энергетики.

В течение выполнения проекта предусматриваются различные расходы. Профиль расходов для ядерных проектов обычно стандартный – кривая с низким предварительным расходом в течение раннего завершения проекта и подготовительных работ на стройплощадке, быстрое увеличение в градиенте на этапах приобретения оборудования и строительства, и снижение уровня после завершения проекта и комплектования персоналом. Основной расход в течение выполнения обычно включает:

- Инженерные расходы;

- Архитектурно-инженерная поддержка;

- Действия продавцов;

- Приобретение оборудования;

- Материалы, строительство и человеческие ресурсы.

#### *Ядерное страхование.*

Растет признание государствами-членами МАГАТЭ того, что национальная инфраструктура ядерной безопасности должна включать достаточные ресурсы и механизмы по готовности к ядерным инцидентам и аварийным ситуациям и реагирования на них. В целом государства-члены, имеющие ядерные установки, располагают достаточным потенциалом по

обеспечению аварийной готовности и реагирования, что позволяет им принимать меры в случае локальных инцидентов и аварийных ситуаций. Однако лишь немногие государства-члены МАГАТЭ имеют надлежащий потенциал реагирования на тяжелую ядерную аварию [157].

## **17.2. Основные принципы регулирования ядерной и радиационной безопасности**

Регулирование ядерной и радиационной безопасности [152] определяется как контроль за непревышением определенных установленных предельных значений параметров безопасности [153, 158]. При этом функции регулирования можно сгруппировать в четыре категории: установление требований и регулирующих правил; лицензирования (в том числе запрещение эксплуатации без лицензии); инспектирования и проведения оценок, и применения санкций.

### ***17.2.1. Роль регулирующего органа***

*Основанный на реагировании подход.* Регулирующий орган должен обеспечивать условия, чтобы эксплуатирующая организация выполняла требования законов, норм и правил и придерживалась ограничений, установленных этими законами, нормами и правилами. При этом регулирующий орган не должен чрезмерно ограничивать свободу действий эксплуатирующей организации. Опыт показывает, что один из лучших путей обеспечения выполнения этих двух требований заключается в том, что регулирующий орган должен применять основанный на реагировании, а не превентивный подход. При использовании основанного на реагировании подхода эксплуатирующая организация формулирует планы, заявки и предложения, и регулирующий орган оценивает их и на основе действующих критериев безопасности определяет степень их приемлемости.

*Поэтапное лицензирование.* Учитывая размеры и сложность энергетических реакторов, а также тот факт, что от стадии планирования до подключения к сети проходит несколько лет, на практике нецелесообразно, чтобы регулирующий орган выдавал одну всеобъемлющую лицензию. В некоторых государствах заявка подается на получение одной лицензии, но разделенной на несколько частей. В других государствах требуются отдельные лицензии на различные стадии строительства и эксплуатации. Число и сфера действия требуемых лицензий варьируют от государства к государству и зависят от правовой базы и политической культуры данного государства. Многие государства считают целесообразным выдавать минимум три лицензии, одну на выбор площадки и строительство, другую на эксплуатацию и третью на снятие с эксплуатации энергетического реактора. В других случаях могут выдаваться отдельные лицензии на выбор площадки и на строительство, или лицензия на строительство может состоять из разрешения на строительство и отдельное разрешение на производство крупных конструкций и т.п.. По техническим и экономическим причинам

жизненный цикл энергетического реактора подразделяется на шесть стадий: (1) выбор площадки, (2) проектирование; (3) изготовление и сооружение; (4) ввод в эксплуатацию; (5) эксплуатация; (6) снятие с эксплуатации. Регулирующий орган должен всегда действовать, руководствуясь поэтапным подходом в выдаче официальных разрешений, независимо от характера и числа лицензий, необходимых по закону.

*Непрерывный контроль.* Эксплуатация энергетического реактора охватывает период, равный не менее 30-40 годам, а для реакторов третьего поколения – 60 лет. Лицензия, выданная эксплуатирующей организации в самом начале, не может оставаться в силе в течение такого длительного срока. В 1960-х годах операторам некоторых энергетических реакторов, построенных в то время, выдавали бессрочные лицензии, которые обуславливали лишь соблюдение определенных требований безопасности. После этого, однако, большинство государств определило целесообразным выдавать лицензии на эксплуатацию на определенный срок, часто равный десяти годам, по истечении которого энергетический реактор подвергается тщательному техническому обследованию и лицензия может продлеваться на следующий срок после внесения необходимых модификаций. Отдельные государства продолжают лицензии на эксплуатацию на годовой основе при условии соблюдения особых требований. В любом случае эксплуатирующую организацию необходимо информировать о сроке действия полученной лицензии заблаговременно до окончания срока действия лицензии. Кроме того, в интересах предсказуемости и стабильности эксплуатирующей организации важно обеспечивать уверенность в том, что срок действия лицензии не будет меняться по каким-либо другим причинам, не связанным с соображениями безопасности. Независимо от срока действия лицензии, регулирующий орган должен иметь возможность удостовериться в любое время в том, что обязательства эксплуатирующей организации по обеспечению безопасности выполняются. Он должен иметь необходимые кадровые и технические ресурсы и должен иметь свободный доступ ко всей соответствующей информации. Регулирующий орган должен также иметь юридическое право и средства для соответствующего вмешательства, если он считает, что обязательства не выполняются.

*Изменение, приостановление действия или аннулирование лицензии.* Необходимо обеспечивать в ядерном законодательстве предоставление регулирующему органу права изменять, приостанавливать действие или даже аннулировать лицензию на эксплуатацию. С целью исключения принятия регулирующим органом произвольных решений и предоставления эксплуатирующей организации гарантий относительно надежности ее инвестиций, чрезвычайно важно, чтобы в законодательстве были четко определены условия обоснования таких мероприятий. Учитывая нынешние темпы технического прогресса, можно сказать, что все атомные электростанции достигнут в своем цикле границы, на которой они, хотя все еще будут удовлетворять требованиям действующих лицензий, но не будут

соответствовать современным нормам безопасности. Необходимо будет модернизация, и регулирующий орган должен будет определить, какие усовершенствования необходимы для повышения безопасности. Если повышение безопасности технически неосуществимо или экономически неприемлемо для эксплуатирующей организации, эта организация может решить закрыть энергетический реактор. Поэтому, если регулирующий орган принимает такое решение, это может рассматриваться как покушение на право собственности и требует применения специальных юридических процедур, в зависимости от общей правовой системы государства. Ситуация будет разной во многих государствах в случаях, когда само государство, или одно из государственных учреждений является эксплуатирующей организацией. Чтобы предоставить эксплуатирующей организации время для осуществления планирования и необходимых работ по модернизации ядерной энергетической установки, регулирующий орган может продолжать на короткий срок лицензию на эксплуатацию. Это представляется целесообразным, однако необходимо принимать меры для исключения возможности того, чтобы эксплуатирующая организация пыталась получить серию коротких продолжений срока действия лицензии и таким образом неправомерно продлить срок службы энергетического реактора.

### **17.3. Независимость регулирующего органа и вопросы управления персоналом**

Понимание того, что подразумевается под независимостью регулирующих органов, в последние годы приобрело значительные изменения [159-162]. Ранее в плане независимости регулирующих органов основное внимание уделялось созданию регулирующего органа, юридически отделенного от других органов или организаций, которые способствуют развитию ядерных технологий или используют их. Многие государства-члены МАГАТЭ внесли дополнения или изменения в законодательство с целью юридически закрепить это разделение, хотя в некоторых государствах-членах МАГАТЭ все еще отсутствует соответствующее юридическое и административное разделение. Преимущественная в настоящее время точка зрения относительно независимости регулирующих органов заключается в том, что существование юридически обособленного регулирующего органа является лишь первым шагом к достижению его независимости. Для того, чтобы быть полностью независимым, регулирующий орган должен обладать, кроме всеобъемлющих юридических полномочий по осуществлению своих функций, еще и надлежащими и прогнозируемыми финансовыми ресурсами, достаточно компетентными кадровыми ресурсами и свободой от нежелательного вмешательства любого характера, будь то по политическим или коммерческим причинам. Следует отметить, что ряду государств-членов все еще требуется значительная помощь МАГАТЭ для развития даже базовой основной компетентности регулирующих органов. На 4-й Встрече Договаривающихся сторон Конвенции о ядерной безопасности была

отмечена важность независимости регулирующих органов и высказано мнение, что этот вопрос требует дальнейшего внимания [157]. При привлечении внешних экспертов необходимо принять меры для эффективного обеспечения независимости этих экспертов от эксплуатирующей организации [162]. Работники регулирующего органа и привлеченные внешние эксперты должны обладать необходимыми базовыми знаниями, иметь соответствующий опыт, то есть быть компетентными, в этом случае решения регулирующего органа будут выполняться и соблюдаться [163].

#### **17.4. Особенности государственного управления и регулирования физической ядерной безопасности**

Ядерная безопасность и физическая безопасность имеют единую цель - защита здоровья и обеспечение безопасности населения и защиту окружающей среды. В последние годы растет понимание важности ядерной физической безопасности, поэтому каждому государству нужно и дальше стремиться к достижению высоких уровней ядерной безопасности и физической ядерной безопасности.

Общепризнанным является тот факт, что требования по ядерной безопасности уже четко сформулированы, в то время как требования по физической ядерной безопасности находятся в процессе эволюции. Поэтому необходимо проявлять осторожность и следить, чтобы этот процесс постоянного совершенствования не нарушал сбалансированности между аспектами ядерной безопасности и теми аспектами физической безопасности, которые связанные с контролем над установками и источниками. По этому поводу среди специалистов по ядерной безопасности и физической безопасности во всем мире растет понимание того, что должны быть предусмотрены процедуры, которые установят связь деятельности по обеспечению ядерной безопасности и деятельности по обеспечению физической ядерной безопасности таким образом, чтобы улучшение ядерной безопасности не приводило бы к ухудшению физической ядерной безопасности, и наоборот. Это обстоятельство было подчеркнуто председателем Комиссии по нормам безопасности в его докладе о работе в течение третьего срока полномочий [157].

Конечная цель мероприятий по обеспечению ядерной безопасности и физической ядерной безопасности должна заключаться в достижении максимально полезных результатов в плане защиты здоровья, обеспечения безопасности и защиты окружающей среды. При этом согласованное осуществления соответствующих мер по ядерной безопасности и физической ядерной безопасности является не самоцелью, а лишь средством для достижения конечной цели. Ядерная безопасность и физическая ядерная безопасность имеют между собой много общего. В основе обоих лежит детальный анализ с целью оценки угроз и уязвимых (слабых) мест, и обе используют идеологию эшелонированной защиты со многими барьерами, как

физическими, так и процедурными, снижающие до минимума уязвимость слабых мест. Во многих случаях меры, принятые с целью повышения ядерной безопасности, также способствуют повышению физической ядерной безопасности, и наоборот.

При планировании мероприятий по обеспечению ядерной безопасности и физической ядерной безопасности следует учитывать, что существует ряд различий между ядерной безопасностью и физической ядерной безопасностью. Существенно различаются области знаний и опыт экспертов в области ядерной безопасности и в области физической ядерной безопасности. Подходы к обеспечению открытости и прозрачности деятельности в области ядерной безопасности и в области физической ядерной безопасности по сути противоположные. С помощью открытого обмена информацией по ядерной безопасности экспертам в этой области удалось повысить безопасность всех ядерных объектов; в области же физической ядерной безопасности приобретенный опыт показывает, что ключевым аспектом обеспечения высокого уровня физической ядерной безопасности является ограничение информации на основе принципа "необходимо знать". К другим различиям относятся законодательная и регуляторная основы в государствах, где законодательство по ядерной безопасности, как правило, относится к административным вопросам или вопросам гражданского права, в то время как физическая безопасность – это обычно вопросы уголовного права. Эти моменты и различия необходимо учитывать в первую очередь при осуществлении международных мер по достижению синергии между ядерной безопасностью и физической ядерной безопасностью [157].

### **17.5. Организация государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирования ядерной и радиационной безопасности в отдельных государствах мира**

Гармонизация законодательства Украины [164] с соответствующим законодательством Европейского Союза [165-167] в сфере государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирования ядерной и радиационной безопасности может стать одним из многих шагов на пути расширения сотрудничества Украины с Европейским Союзом. Кроме того, законодательство Европейского Союза в сфере государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирования ядерной и радиационной безопасности является одним из лучших в мире, так как включает последние рекомендации МАГАТЭ, последние рекомендации государств Организации экономического сотрудничества и развития, включает лучший опыт ядерных держав мира. Именно поэтому основное внимание в этом разделе уделено соответствующему законодательству Европейского Союза.



### ***17.5.1. Европейский Союз***

Пятнадцать из двадцати семи государств членов Европейского Союза используют ядерную энергию для производства энергии. На сегодня в Европейском Союзе (ЕС) эксплуатируются 133 ядерных реакторов, которые обеспечивают около одной трети европейской электричества ( $\approx 27\%$ ), несколько реакторов находятся на стадии снятия с эксплуатации, часть реакторов работает в режиме продленного срока эксплуатации (запроектный срок), и шесть новых единиц находятся на этапе строительства или планирования [168].

Систему управления в ЕС можно условно разделить на два уровня: общий и локальный. К локальному уровню можно отнести систему управления в каждом отдельном государстве ЕС. К общему уровню относятся органы управления ЕС. К общему уровню относятся: Европейский союз по атомной энергетике (European Atomic Energy Community (далее Euratom)) [169], Европейская группа регуляторов ядерной безопасности (European Nuclear Safety Regulators Group (далее ENSREG)) [168], и как неправительственную внештатную влиятельную структуру следует выделить Ассоциацию Ядерных Регуляторов Западной Европы (Western European Nuclear Regulators Association (далее WENRA)) [170].

Euratom был создан еще в 1957 году [165-167]. Главная цель деятельности Euratom - объединение ядерной промышленности государств членов ЕС. Согласно Соглашению специфическими задачами Euratom являются:

- поддерживать исследования и гарантировать распространение технической информации;
- установить общепринятые стандарты по безопасности, чтобы защитить здоровье работников и всего населения и гарантировать их выполнение;
- содействовать инвестированию и развивать инфраструктуру необходимую для развития ядерной энергетики в ЕС;
- гарантировать, что все потребители в ЕС получают регулярное и надлежащее снабжение рудой и ядерным топливом;
- гарантировать, что гражданские ядерные материалы не используются с другими (в том числе как оружие) целями;
- развивать право собственности, предоставленной по этому поводу на специальные делящиеся материалы;
- ускорять прогресс в мирном использовании ядерной энергии путем сотрудничества с другими государствами и международными организациями.

Европейская группа регуляторов ядерной безопасности (European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)) была создана в 2007 году как Группа высокого уровня по ядерной безопасности и обращению с радиоактивными отходами (High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management), состоящая из трех рабочих групп [168]:

- Рабочая группа 1 по совершенствованию ядерной безопасности (Working Group 1 (WGNS) - improving Nuclear Safety arrangements).
- Рабочая группа 2 по совершенствованию процедур обращения с отработанным ядерным топливом, радиоактивными отходами и снятию с эксплуатации (Working Group 2 (WGRWMD) - improving Radioactive Waste Management, Spent Fuel and Decommissioning arrangements).
- Рабочая группа 3 по совершенствованию прозрачности регулирования (Working Group 3 (WGTA) - improving in Transparency arrangements).

Уже после создания по инициативе участников эта организация получила современное название - Европейская группа регуляторов ядерной безопасности (European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)). Главная задача этой организации полностью соответствует названиям соответствующих рабочих групп – **совершенствование ядерной безопасности**, процедур обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами и снятие с эксплуатации, прозрачности регулирования. Конкретная реализация функций ядерной безопасности, процедур обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами и снятие с эксплуатации, прозрачности регулирования – это исключительное суверенное право государств членов ЕС и не входит в полномочия ENSREG [168]. ENSREG – это независимый орган власти, структура, состоящая из 27 представителей (по одному от каждого государства) и подотчетен Европейскому Совету и Европейскому парламенту. При этом члены ENSREG не получают заработной платы, а только компенсации проезда и проживания, связанные с деятельностью ENSREG. Следует отметить, что в ENSREG входят как представители государств с ядерной энергетикой, так и представители государств без ядерной энергетики, в последнем случае к ENSREG делегируют представителя органа регулирования вопросов обеспечения безопасности или представителя органа власти по чрезвычайным ситуациям соответствующего государства члена ЕС.

До создания официального регулирующего органа ENSREG ассоциация WENRA [170], которая была создана в 1999 году, на добровольной основе выполняла роль объединяющей организации, целью которой является гармонизация законодательства в сфере государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирования ядерной и радиационной безопасности. В состав WENRA в отличие от ENSREG входят представители только государств с ядерной энергетикой или имеющие целью развивать ядерную энергетику. Основные цели деятельности WENRA [170]:

- Налаживание и поддержание эффективного взаимодействия между руководителями европейских регулирующих органов.
- Обмен опытом и изучение лучшей международной практики.
- Гармонизация подходов по вопросам ядерной и радиационной безопасности.

– Предоставление европейским институтам независимой и объективной информации об уровне ядерной безопасности в разных странах.

Членами WENRA являются регулирующие органы 17 европейских стран. В конце 2009 года в качестве наблюдателей в WENRA присоединились регулирующие органы Украины, России и Армении. Возглавляет WENRA руководитель регулирующего органа Финляндии Юкка Лааксонен.

В составе WENRA созданы две рабочие группы:

– Рабочая группа по реакторной безопасности (Reactor Harmonization Working Group, RHWG).

– Рабочая группа по обращению с ОЯТ и PAO и снятия с эксплуатации (Working Group on Waste and Decommissioning, WGWD).

На сегодня, после создания ENSREG, ассоциация WENRA продолжает выполнять свои объединяющие функции и как внештатная неправительственная организация осуществляет консультации ENSREG и способствует гармонизации законодательства в сфере государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирования ядерной и радиационной безопасности для государств, которые намерены интегрироваться в ЕС.

### **17.5.2. Франция**

Для рассмотрения структуры государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирования ядерной и радиационной безопасности на локальном уровне лучше выбрать Францию как государство с наиболее развитой ядерной энергетикой в ЕС и законодательством в сфере государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирования ядерной и радиационной безопасности, включающим последние рекомендации МАГАТЭ, последние рекомендации государств Организации экономического сотрудничества и развития, включает лучший опыт ядерных государств мира [165-167]. Кроме того, есть сходство с Украиной в доле ядерной энергетики в общем производстве электроэнергии, а также в вопросах ответственности за ядерные аварии и инциденты.

В 2011 году во Франции производство электроэнергии было 541,9 млрд. кВт·ч брутто, а потребление было около 478 миллиардов кВт·ч, то есть около 6800 кВт·ч на душу населения [173, 204]. За последнее десятилетие Франция экспортировала 60-80 ТВт·ч ежегодно и Французская энергогенерирующая компания (Electricite de France (EDF)) [174] ожидает, что экспорт в дальнейшем сохранится на уровне 65÷80 ТВт·ч ежегодно в Бельгию, Германию, Италию, Испанию, Швейцарию и Великобританию при незначительном импорте в период зимних холодов. Франция эксплуатирует 58 ядерных реакторов с установленной мощностью более 63 ГВт (эл.), которые управляются EDF, обеспечивая при этом производство более 420-430 ТВт·ч в год электроэнергии, что составляет 78% от общего производства электроэнергии во Франции [173, 204]. При этом значение коэффициента использования установленной мощности составляет 76,4%, что является

достаточно низким значением по сравнению с мировыми стандартами и является особенностью Франции, где АЭС дают значительный вклад в производство электроэнергии и обеспечивают почти 90% от потребностей Франции, поэтому часть блоков эксплуатируется в условиях переменной нагрузки в маневренном режиме и иногда снижают мощность до минимальной на выходные дни. Полная установленная мощность по производству электроэнергии во Франции составляет 126 ГВт(эл.), из них 25 ГВт(эл.) – гидроэнергетика, 28 ГВт(эл.) - тепловая энергетика, 6,6 ГВт(эл.) - ветровая энергетика, 2,2 ГВт(эл.) - солнечная энергетика.

Ситуация, которая сложилась на сегодня, обусловлена решением Французского Правительства в 1974 году по быстрому развитию ядерной энергетики страны в результате первого нефтяного потрясения [173]. Это решение находилось в контексте имеющегося в то время потенциала Франции, которая имеет мощную тяжелую промышленность при ограниченных собственных ресурсах энергоносителей. Ядерная энергия, для которой характерен низкий процент топливной стоимости, давала значительный выигрыш в вопросах минимизации импорта энергоносителей и энергетической безопасности государства. В результате решения 1974 года Франция сейчас претендует на существенный уровень энергетической независимости при одной из самых низких в Европе стоимости электроэнергии. Кроме того, во Франции сверхнизкий уровень выбросов CO<sub>2</sub> на душу населения при производстве электроэнергии за счет того, что более 90% всей производимой электроэнергии вырабатывается на атомных и гидроэлектростанциях.

#### Текущая энергетическая политика.

В 1999 парламентские дебаты подтвердили три главные основы французской энергетической политики: безопасность поставок (Франция импортирует более половины произведенной энергии), бережное отношение к окружающей среде (особенно по выбросам парниковых газов) и должного внимания к обращению с радиоактивными отходами. Тогда же было отмечено, что природный газ не имеет никакого экономического превосходства над ядерной энергией для поддержания постоянной составляющей электрической нагрузки, также было отмечено нестабильную ситуацию относительно цены за газ и невозможности за счет мероприятий по энергосбережению и путем использованием возобновляемых источников энергии заменить ядерную в обозримом будущем [173]. В начале 2003 года было инициировано первые французские национальные дебаты относительно будущего (на ближайшие 30 лет) энергетической политики. В результате было установлено, что 70% опрошенных отметили, что они недостаточно информированы по вопросам энергетики; 67% указали, что главным приоритетом энергетической политики должна быть защита окружающей среды. Однако, 58% думали, что ядерная энергетика приводит к изменению климата, в то время как только 46% думали, что сжигание угля приводит к изменению климата. Последние из приведенных данных являются ярким

подтверждением низкого уровня информированности населения по проблемам энергетики вообще и, в частности, ядерной энергетики. В 2005 году на законодательном уровне были закреплены основы национальной энергетической политики и энергетической безопасности. Ядерной энергетике было отведено центральную роль и принято особое решение по Европейскому реактору с водой под давлением (European Pressurised Water Reactor (EPR)) с целью построить первый блок данного типа с тем, чтобы, начиная с 2015 года построить около 40 таких ядерных реакторов [173] (реакторы типа EPR были разработаны совместными усилиями Framatome (ныне - AREVA NP) (Франция) и Siemens (Германия)). В этом решении также было установлено политику по проведению исследовательской деятельности для развития инновационных технологий в энергетике, в том числе направленных на уменьшение выбросов двуокси углерода и, было определено роль возобновляемых источников энергии в производстве электроэнергии. В мае 2006 правление EDF одобрило строительство нового блока EPR мощностью 1650 МВт(эл) в Flamanville, Нормандия, рядом с двумя существующие 1300 МВт(эл) блоками. Строительство было начато в декабре 2007 года, его завершение ожидается в конце 2012 года. При этом часть проекта (12,5%) финансирует итальянская компания ENEL, за что получает права на 200 МВт(эл) установленной мощности этого энергоблока; часть проекта на уровне 25% держит компания GdF-Суэц, компания Total профинансирует 8,3% проекта, немецкая компания E.On. принимает участие на уровне 8÷12,5%; французская компания EDF, возможно, продаст свою долю в этом проекте и снизит свою долю до 50%. Компании AREVA, GdF-Суэц и Total к 2017 году планируют построить два EPR в Абу-Даби с ориентировочным началом строительства в 2012 году. При этом Правительство Франции владеет 85% EDF, 35,7% GdF-Суэц и 88% AREVA [22]. Франция проводит активную инновационную политику путем финансирования разработки проектов реакторов четвертого поколения на быстрых нейтронах и высокотемпературных реакторов и имеет надежду за счет продвижения своих проектов усилить свою роль на рынке реакторных технологий, начиная с 2035-2040 годов.

Структура управления. [176].

*Президент республики.*

Президент республики является гарантом национальной независимости, территориальной целостности и соблюдения договоров.

Для предотвращения распространения ядерных вооружений создан Совет по внешней политике в ядерной области. Председатель Совета - Президент Республики.

*Совет по внешней политике в ядерной области.*

Совет создан в 1976 году, в состав Совета входят Премьер-министр, министры промышленности, научно-исследовательских работ, иностранных дел и обороны, а также Генеральный директор комиссии по атомной энергии. Другие министры и высшие гражданские чины или офицеры могут

приглашаться на заседания совета для решения проблем, входящих в их компетенцию.

*Премьер-министр.*

Премьер-министр играет главную роль в принятии важнейших решений на правительственном уровне и также является председателем специализированных комитетов, действующих в ядерной области.

*Межведомственный комитет по ядерной безопасности (CISN).*

Этот комитет охватывает четыре министерства: здравоохранения, внутренних дел, обороны и промышленности. Другие министры или главы правительственных департаментов, агентств или предприятий могут быть приглашены для участия в работе комитета.

CISN координирует деятельность, направленную на защиту людей или имущества от любых инцидентов, ущерба и разрушений, возникающих из-за создания, функционирования или неожиданного отключения ядерных установок или хранения, перевозки, использования или переработки радиоактивных веществ искусственного или естественного происхождения.

Обязанностями комитета является, в частности, защита рабочих и населения от радиации, проведение соответствующих мероприятий в случае возникновения инцидентов, связанных с радиацией, а также радиоактивных и нерадиоактивных выбросов из ядерных установок, безопасность ядерных установок и безопасность ядерных материалов, включая искусственные радиоактивные элементы и радиоактивные отходы и контроль над ними. Комитет проводит или предлагает провести основные мероприятия и координирует все ресурсы, имеющиеся в распоряжении исследовательских программ департаментов министерств и организаций, находящихся под их контролем. Генеральный секретарь комитета несет ответственность перед Премьер-министром за контроль за проведение соответствующих мероприятий по обеспечению ядерной безопасности и для проведения такого контроля имеет право назначать и проводить соответствующие проверки и инспекции.

*Генеральный секретарь по национальной обороне.*

Генеральный секретарь по национальной обороне помогает Премьер-министру в выполнении его обязанностей по вопросам, касающимся обороны, координирует все вопросы ядерной безопасности на установках оборонного значения.

*Межведомственный технический комитет по вопросам, касающимся действия договора о создании Euratom.*

Этот комитет под председательством или премьер-министра, или министра, ответственного за ядерную энергию, под руководством межведомственного комитета по вопросам Европейского экономического сотрудничества проверяет и вводит в действие директивы, связанные с Euratom. Комиссия по атомной энергии (CEA) исполняет обязанности секретариата. Межведомственный технический комитет отвечает за составление директив, определяющих позицию французского правительства

в различных организациях, созданных в соответствии с договором о Euratom, и обеспечивает выполнение законодательных актов Euratom.

*Министр промышленности.*

Министр промышленности несет ответственность за соответствие уровню применения ядерной энергии в промышленности и энергетике. Вместе с министрами стратегического планирования и защиты окружающей среды он отвечает за разработку и проведение политики в области ядерной безопасности, включая перевозку радиоактивных и делящихся материалов, при использовании в мирных целях. Основными директоратами Министерства промышленности, занимающимися ядерной энергией, являются Генеральный Директорат по энергии и сырью (DGEMP) и Управление безопасности ядерных установок (DSI). Директорат DGEMP наблюдает за деятельностью комиссии по атомной энергии (CEA), общей компании по ядерным материалам (COGEMA), французского сырьевого фонда и контрольного агентства по энергии и окружающей среде и несет за их деятельность полную ответственность. Директорат DSI ответственно за изучение, разработку и проведение политики в области ядерной безопасности. Он готовит технические регулирующие правила ядерной безопасности, организует и проводит инспекции на ядерных установках. Учитывая масштабы французской ядерной программы, органы государственной власти решили провести децентрализацию наблюдения за ядерными установками и передать наблюдение региональным директоратам министерства научно-исследовательских работ и промышленности. Директораты обеспечивают связь между операторами и местными органами власти. Внутри основных региональных директоратов, в рамках деятельности которых находятся ядерные установки, учреждены специальные ядерные отделы, играющих ключевую роль в наблюдении за этими установками и контроле за ними. Высшее должностное лицо, ответственное за оборону, находящийся под руководством Министра промышленности помогает министру в выполнении его обязанностей по обороне.

*Министр охраны окружающей среды.*

Под юрисдикцией Министра охраны окружающей среды находятся ядерные установки, которые классифицированы в зависимости от их угрозы окружающей среде. Он является председателем Верховного совета по классифицированным установкам, он играет ведущую роль в системе контроля над загрязнением окружающей среды и воды и отвечает за работу учреждений, ведающих водоснабжением, является одним из двух лиц, подписывающих декреты, которые разрешают строительство крупных ядерных установок. Ему предоставляются отчеты о влиянии установок на окружающую среду, которые сопровождают заявку на выдачу лицензии, что позволяет строительство ядерных установок. Вместе с Министром промышленности и Министром научно-исследовательских работ он является органом власти, который контролирует деятельность Национального агентства по обращению с радиоактивными отходами.

*Министр научно-исследовательских работ.*

Министр научно-исследовательских работ с другими работающими в этой области министрами отвечает за разработку и проведение правительственной политики в области научно-исследовательских работ и технологий, а также отвечает за курс технического и технологического обучения в высших учебных заведениях. Средства для общественных организаций, которые проводят научно-исследовательские работы, берутся из бюджета министерства научно-исследовательских работ.

*Министр здравоохранения (включая Бюро по защите от ионизирующей радиации OPRI).*

Министр здравоохранения отвечает за защиту здоровья населения. Вместе с министром труда, он является главным контролирующим органом для OPRI. Задача OPRI - проводить различные измерения или аналитическую работу, необходимую для определения уровня радиоактивности или ионизирующей радиации в различных типах окружающей среды в тех случаях, когда этот уровень может привести к риску для здоровья отдельных людей или всего населения. OPRI также оказывает техническую поддержку Министру труда в выполнении декретов, касающихся защиты персонала от риска ионизирующей радиации и одобренных соответствии с теми правилами Трудового Кодекса, которые регулируют здоровье и безопасность персонала. OPRI проводит измерения и анализ для контроля уровня радиоактивности в различных типах окружающей среды, в тех случаях, когда это может привести к риску для общественного здоровья. Бюро OPRI устанавливает стандарты, измерительные методы и технику измерения для предотвращения радиоактивного заражения. Бюро контролирует принятые защитные меры и их эффективность. OPRI отвечает за проведение контроля с помощью своих агентов, специально предназначенных и приведенных к присяге для выполнения своих обязанностей, координирует и определяет меры контроля для защиты персонала от радиации. OPRI контролирует газообразные и жидкие радиоактивные выбросы на крупных ядерных установках и уровень радиации вблизи них.

*Министр труда.*

Безопасность, здоровье и благополучие персонала, который прямо подвергается во время работы воздействию ионизирующей радиации, находится в компетенции министра труда.

*Министр внутренних дел.*

Дирекция защиты граждан и общественной безопасности.

Дирекция защиты граждан и общественной безопасности помогает Министру внутренних дел выполнять его обязанности в подготовке и проведении различных оборонных мер как в его непосредственной деятельности, так и в деятельности других государственных служб, находящихся под его руководством. Главе дирекции защиты граждан и общественной безопасности - высшему гражданскому лицу в оборонных делах - подчинены все департаменты и службы Министерства внутренних



дел в пределах его компетенции и обязанностей в этой области. Под руководством главы дирекции защиты граждан и общественной безопасности находятся следующие службы дирекции (департамента) защиты граждан и общественной безопасности Министерства внутренних дел: подразделения защиты граждан и поддержки национальных служб; инспекция общественной безопасности; поддирекция управления и модернизации; поддирекция превентивных мер и защиты населения; поддирекция аварийных служб и пожарных бригад; поддирекция организации работы в аварийных условиях и гражданской обороне. Центральное бюро по предотвращению незаконной торговли вооружениями, боеприпасами, взрывчатыми веществами, биологическими, химическими и ядерными материалами создано в рамках министерств внутренних дел и сельскохозяйственного развития. Перед ним поставлена двойная задача - предупреждать и преследовать незаконные действия или преступления в вопросе владения ядерными материалами.

*Министр транспорта и жилищного строительства.*

Министр транспорта и жилищного строительства выдает лицензии на строительство ядерных объектов.

*Межведомственная комиссия по перевозке (транспортировке) опасных товаров.*

Комиссия учреждена в 1941 г. для оказания помощи в создании регулирующих правил перевозки опасных материалов по железной дороге, шоссейным дорогам, внутренним водным путям или воздуху. Она также утверждает регулирующие правила для правильного обращения с этими материалами в морских портах.

*Межведомственная комиссия по искусственным радиоактивным элементам (CIREA)* основана для проведения экспертизы по проблемам, возникающим в связи с искусственными радиоактивными элементами. На своих пленарных заседаниях она формулирует экспертные мнения или предложения по всем основным вопросам, которые возникают при утверждении или применении правил, имеющих отношение к искусственным радиоактивным элементам. Комиссия состоит из двух секций: по использованию искусственных радиоактивных элементов в медицине и по их использованию в немедицинских областях.

*Межведомственная комиссия по большим ядерным установкам.*

Экспертная оценка этой комиссии требуется по поводу заявок на получение лицензии на строительство или модернизацию крупных ядерных установок и по поводу специальных мер, применяемых на этих установках. С Комиссией советуется по поводу создания или выполнения регулирующих правил, действующих для этих установок. Комиссия состоит из 29 членов и 29 членов-представителей, назначаемых на 5 лет приказом премьер-министра, они являются представителями заинтересованных министерств и организаций.

*Высший совет по ядерной безопасности и информации в ядерной области.*

В состав совета входят главы министерских департаментов и специализированных агентств, члены парламента, эксперты, представители профсоюзов, природоохранных ассоциаций и организаций, защищающих окружающую среду. Деятельность совета охватывает все вопросы, касающиеся ядерной безопасности, иначе говоря – все технические меры, которые применяют на стадиях проектирования, строительства и работы ядерной установки для обеспечения нормального ее функционирования и предупреждения потенциальных аварий или уменьшения их влияния, а также все вопросы, касающиеся информирования общественности и средств массовой информации и относящиеся к безопасности ядерных установок или имеющие отношение к информированию общественности, в случае инцидента или аварии, произошедшей на ядерной установке. По просьбе Министра промышленности или в случае, если сам совет считает это необходимым, совет может создать рабочие группы для изучения специальных научных вопросов или для распространения информации.

*Комиссия по атомной энергии (СЕА).*

В 1945 г. Временное правительство республики, который возглавлял генерал де Голль, предвидя возможные варианты применения ядерной энергии и влияние этого приложения на экономическую, финансовую, политическую и военную сферу, осознал необходимость позволить государству взять на себя инициативу в ядерной области. Указ от 18 октября 1945 учредил комиссию (комиссариат) по атомной энергии (СЕА).

*Юридический статус СЕА.*

Комиссии был предоставлен статус общественной научной, технической и промышленной организации. В административном и финансовом смысле - это абсолютно независимое юридическое лицо. Комиссия продолжает решать задачи в области фундаментальных и прикладных исследований, ядерной безопасности и применения результатов своих исследований в военной сфере. Кроме того, посредством холдинговой компании, комиссия является акционером (иногда мажоритарным, иногда миноритарным) частных законных компаний, и те компании, у которых комиссия по атомной энергии имеет, прямо или косвенно, более 50% капитала, образуют группу компаний СЕА. Комиссия в значительной степени действует как частное предприятие. Она освобождена от финансового контроля, который должен априори проводиться во всех независимых общественных учреждениях, которые хотя бы частично принадлежат государству. Аудит в СЕА проводится специально по этому случаю собранной командой аудиторов, состоящей из четырех должностных лиц, каждый из которых является представителем крупнейшей государственной аудиторской организаций. СЕА проводит научные исследования о природе материала (атомная физика и физика частиц) и применяет полученные в результате исследования в атомной и ядерной физике возможности в широком спектре различных областей: в биологии,

химии и астрофизике. Институт защиты от радиации и ядерной безопасности (IRSN), созданный в 1976 г., несет от имени СЕА ответственность за защиту людей и имущества от возможных вредных воздействий в результате использования ядерной энергии. На базе основных координирующих мер, принятых по соответствующему направлению Межведомственным комитетом по ядерной безопасности, Институт также выполняет по просьбе министерских департаментов и заинтересованных организаций научные труды (статьи), исследования, или иные виды работ по защите от радиации и ядерной безопасности. Он может выполнять такие исследования также по поручению внешних компаний. Он обеспечивает техническую поддержку дирекции по безопасности ядерных установок. Руководство Института состоит из директора, который назначается совместным приказом министров промышленности и охраны окружающей среды по совместному предложению Генерального Директора СЕА и Верховного комиссара по атомной энергии, которые до этого провели консультации с генеральным секретарем Межведомственного комитета по ядерной безопасности. Директору Института оказывается помощь со стороны управляющего совета, отвечающего за выбор основных направлений деятельности и бюджет Института. Научный комитет, состоящий из 10 членов под председательством Верховного комиссара по атомной энергии, отвечает за представление своей экспертной оценки по программе работ института и за обеспечение связи между различными направлениями научно-исследовательской политики института. IRSN имеет свой собственный бюджет, его доходы, в основном, обеспечиваются ассигнованиями из бюджета министерства промышленности, которые предоставляются после того, как Генеральный секретарь Межведомственного комитета по ядерной безопасности выскажет свое мнение по этому вопросу, другая часть Института состоит из доходов от научных статей, исследований и работ, сделанных для министерств или предприятий промышленности. СЕА имеет право на проведение разведки, добычи и производства, хранения и транспортировки ядерного сырья как непосредственно, так и через те компании, акционером которых он является. Начиная с момента создания СЕА, полностью принадлежащая СЕА дочерняя компания COGEMA, специализирующаяся на всех видах промышленной и коммерческой деятельности, имеющих отношение к ядерному топливному циклу, отвечает за промышленные и коммерческие операции в этой области. Для поддержания в рабочем состоянии и улучшения надежности и безопасности оборудования энергетических установок, от которых зависит обеспечение Франции электроэнергией, Комиссия по атомной энергии создает необходимую техническую поддержку предприятиям ядерной промышленности и компании EDF в области разработок новых видов топлива для реакторов и новых процессов топливного цикла. СЕА разработала политику диверсификации своей деятельности, которая

проводится с помощью создания различных дочерних компаний, основанных в разные годы, для развития исследований и разработок в неядерных областях. Получив, благодаря своей работе в ядерной энергетике, некоторые технологические ноу-хау, СЕА применяет сейчас эти знания в других секторах, таким образом, идя навстречу требованиям, предъявляемым ей со стороны промышленных предприятий и общественных или частных исследовательских организаций. Таким образом, СЕА оказалась вовлечена в широкий спектр различных сфер деятельности. В области национальной обороны СЕА отвечает за производство ядерных снарядов и боеголовок, также как и силовых установок (реакторов) для ядерных подводных лодок. Вопросы, которые ставятся к выполнению программы ядерных вооружений, контролируются объединенным комитетом СЕА и Министерства обороны. В соответствии со своим основным родом деятельности, то есть работой в ядерной области, комиссия по атомной энергии проводит свои научные, технические и экономические разработки в ядерной сфере также и за рубежом, и активно участвует в жизни научного сообщества, как во Франции, так и в других странах. СЕА также отвечает за информирование правительства, особенно, о ходе переговоров и заключения международных соглашений.

Структура СЕА.

Устав комиссии по атомной энергии предполагает наличие нескольких центральных органов.

Комитет по атомной энергии. (Часть структуры СЕА)

Работающий под председательством Премьер-министра или министра, делегированного Премьер-министром для выполнения этой обязанности, а в его отсутствие под председательством Генерального Директора СЕА, этот комитет состоит из: Генерального Директора; генерального секретаря Министерства иностранных дел; директора департамента общей политики Министерства научно-исследовательских работ; директора по бюджету; президента Национального центра научно-исследовательских работ; ведущего сотрудника, избранного и назначенного премьер-министром; трех ведущих сотрудников, избранных и назначенных министром обороны; пяти экспертов в различных областях науки и промышленности, один из которых выступает как Верховный Комиссар. Верховный комиссар и члены, входящие в комитет не по должности, назначаются на три года декретом Совета Министров.

Управляющий Совет СЕА.

Некоторые из функций Комитета по ядерной энергии, касающиеся управления и организации общих принципов деятельности, найма персонала на работу, принятие бюджета, приобретения или передачи акций и разрешения на выдачу займа, переданные трехстороннему Управляющему Совету. Возглавляемый Генеральным директором Совет состоит из 18 членов, включая представителей правительства, представителей персонала СЕА и ее дочерних компаний и ведущих экспертов. Члены Совета

назначаются на пять лет. Управляющий Совет собирается, как минимум, шесть раз в год.

Генеральный директор СЕА.

Генеральный директор, который является главой СЕА, назначается декретом Совета Министров на пять лет. Он полностью уполномочен действовать в пределах компетенции СЕА, за исключением тех полномочий, которые делегированы Комитету по атомной энергии и Управляющему Совету. Он может делегировать все или часть своих полномочий Верховному Комиссару, а также одному или нескольким главам департаментов.

Верховный Комиссар - технический и научный советник Генерального Директора по вопросам технической и научной политики СЕА. Выбранный из ведущих ученых, работающих в Комитете по атомной энергии, он консультирует по всем проблемам защиты от радиации и может также отвечать за вопросы, связанные с образованием.

Финансирование СЕА.

Деятельность СЕА финансируется, в основном, за счет гражданских и военных субсидий из правительственного бюджета. Правительственные субсидии используются для покрытия расходов на прикладные исследования, выработку ядерной энергии, переработку отработанного топлива и производство оружия. Кроме того, промышленная и коммерческая деятельность дочерних компаний Комиссии по атомной энергии приносит СЕА свой собственный доход. Этот внебюджетный доход состоит, в частности, из предоставления со стороны СЕА технических работ и услуг, научно-исследовательских контрактов, продаж радиоактивных элементов и энергии, и денег, полученных за выдачу лицензий на строительство и владение промышленными объектами.

*Компания "Французское электричество" (EDF).*

Промышленная и коммерческая государственная компания "Французское электричество" (EDF) ответственна за производство, транспортировку, распределение и продвижение на рынке (маркетинг) электричества. EDF также производит почти всю электроэнергию, которая передается по национальным электросетям. EDF является оператором почти всех французских АЭС, кроме реакторов на быстрых нейтронах, которые находятся в использовании в работах по наработке ядерного топлива. СЕА сотрудничает с EDF как в проведении научных исследований, так и в сфере поставок ядерного топлива. EDF управляется президентом, который назначается декретом Совета Министров. В EDF есть совет директоров, состоящий из 14 членов.

*Национальное агентство по обращению с радиоактивными отходами (ANDRA).*

Сначала ANDRA, агентство, созданное в рамках Комиссии по атомной энергии, не было независимым юридическим лицом, но имело некоторую бюджетную автономию. Оно отвечало за долгосрочное обращение с

радиоактивными отходами. Акт № 91-1381 от 30 декабря 1991 года о исследованиях, проводимых в сфере управления радиоактивными отходами, установил новый устав агентства ANDRA, его новую административную структуру и другие положения, необходимые для его деятельности. Промышленная и коммерческая государственная компания ANDRA находится под совместным управлением Министра охраны окружающей среды, Министра промышленности и научно-исследовательских работ. ANDRA отвечает за действия, имеющие отношение к долгосрочному управлению радиоактивными отходами, и оказывает помощь в разработке и вносит свой вклад в выполнение научно-исследовательских программ и программ развития, имеющих отношение к долгосрочному управлению радиоактивными отходами для управления центрами долгосрочного хранения или прямо, или при посредничестве третьих лиц, действующих от его имени; проектирует и выбирает место для строительства новых центров хранения в свете долгосрочных прогнозов в области производства отходов и обращения с ними, а также выполняет все исследования, необходимые для достижения этих целей, в частности, для строительства и функционирования подземных лабораторий для исследования глубинных геологических формаций, определяет, в соответствии с правилами безопасности, спецификации для хранения радиоактивных отходов и обращения с ними регистрирует состояние и местоположение всех радиоактивных отходов на территории Франции. Агентство ANDRA управляется Генеральным Директором, Советом Директоров, Финансовым комитетом и Ученым Советом. Совет директоров агентства включает в состав депутата парламента или сенатора, который назначается парламентским комитетом по определению научно-технологической политики, шесть представителей правительства (каждый назначается в соответствии с предложением Министра энергетики, Министра научно-исследовательских работ, Министра охраны окружающей среды, министров бюджета, обороны и здравоохранения), пять известных лиц, представляющих промышленные круги, имеющие отношение к работе агентства (один из которых должен быть предложен Министром здравоохранения, двух известных людей, специалистов в областях, относящихся к компетенции агентства, один из которых должен быть предложен Министром охраны окружающей среды, и семь представителей персонала агентства. Эти члены Совета Директоров назначаются на пять лет.

*Национальный институт ядерной физики и физики частиц.*

Существующий в рамках национального центра научных исследований, этот институт имеет в своем распоряжении экспертов по ядерной физике и физике частиц. Цель деятельности этого института - проведение и координация исследований в области ядерной физики и физики частиц.

В начале развития *ядерного регулирования* во Франции регулирующая деятельность осуществлялась на принципах «конвенциональности» с принятием части решений по «приписному» подходу – преобладание

«договоренности» по ядерному регулированию над исполнением априорных требований. Результатом такого подхода стало непрерывное совершенствование уровня безопасности принятого субъектами ядерного права за счет внедрения наилучшей практики, но не всегда формализованное в законодательной структуре. Операторы развили безопасные требования для эксплуатации ядерных установок. Эти требования задокументированы в письмах и индивидуальных решениях принятых регулятором, который на этом этапе был частью Комиссии по Атомной Энергии. Следующим этапом было в 1973 году создание Министерства промышленности с департаментом, на который была возложена ответственность за регулирование безопасности ядерных установок, в 1991 году этот Департамент становится Дирекцией подчиненной двум Министерствам: Министерству промышленности и Министерству охраны окружающей среды. В 1997 году была расширена сфера компетентности Дирекции на деятельность, связанную с перевозками, в 2002 году Дирекция становится Общей Дирекцией подчиненной трем министрам (Министру промышленности, Министру охраны окружающей среды и Министру здравоохранения), с расширением области компетентности в сфере обеспечения радиационной защиты (DGSNR), в 2002 году создан Институт Радиационной защиты и ядерной безопасности (IRSN). Но в 2006 году Акт о прозрачности и ядерной безопасности (TSN) от 13 июня 2006 делает Управление по ядерной безопасности (ASN) самостоятельным административным органом [171].

В Акте TSN подтверждаются основные принципы ядерной безопасности (Соглашение по ядерной безопасности) и объединяет основные принципы законов о здравоохранении и об охране окружающей среды, формализует и является основой ряда существующих практик (до этого отсутствовали соответствующие законодательные процедуры и основания) , вводит несколько важных изменений и закрепляет следующие положения:

- независимость Управления по ядерной безопасности (ASN);
- принцип прозрачности и постоянных консультаций;
- объединенная регуляторная система;
- административные и уголовные санкции.

**Регулирование деятельности, связанной с эксплуатацией ядерных установок.**

*Основные элементы Акта TSN [172].*

Основные принципы Акта TSN изложенные в статьях 2 и, 2 II и 28 II. Сюда входят основные принципы статьи L. 1333–1 из Закона об охране здоровья: 1) оправданность, 2) оптимизация, 3) ограничения. Эти статьи посвящены защите от ионизирующего излучения:

- Режим лицензирования: Получение разрешения / Декларирование.
- Инспекция / контроль.
- Общая защита населения: Национальная Сеть радиационного мониторинга окружающей среды.
- Управление обращением с источниками ионизирующего излучения: обязательное возвращение.

Из статьи L. 110-1 Закона об охране окружающей среды взяты принципы защиты окружающей среды: 1) бережное отношение к окружающей среде, 2) предотвращение, 3) за вред платит тот, кто загрязняет, 4) привлечение общественности и всех заинтересованных сторон в принятии решений.

Главная ответственность возлагается на оператора (ст. 28 II): начиная со дня выдачи лицензии.

Создание Управления по ядерной безопасности (ASN) - независимого административного органа для надзора за ядерной безопасностью и радиационной защитой и с целью информирования общественности о деятельности в этих сферах. На Управление по ядерной безопасности (ASN) возлагаются следующие задачи:

- Миссии (регулирование, разрешительная деятельность, контроль) (ст. 4).
- Формирование Правления комиссаров, условий их назначения, срока действия мандата, который не отменяется за исключением серьезной ошибки с запретом восстановления мандата (ст. 10).
- Способствует информированию общественности (ст.4).

Принцип прямого доступа к информации необходим для реализации принципа прозрачности. Поэтому осуществляется информирование общественности о рисках связанных с эксплуатацией лицензиатами ядерных установок и о соответствующих внедренных мероприятиях, направленных на уменьшение этих рисков (ст.19), сбор ежегодных отчетов от всех лицензиатов и организация доступа общественности к этой информации (ст.21), выполнение консультативной функции для местных и национальных органов власти (ст. 22 и 25). Согласно акту TSN создается Высший комитет по политике прозрачности и информирования по вопросам ядерной безопасности (ст.23).

Осуществляются функции контроля ядерных установок:

- Объединенный контрольный режим (одновременное определение безопасности и воздействия на окружающую среду).
- Обязательства периодических отчетов по безопасности для всех установок на территории, с учетом лучшей международной практики, эволюции знаний и правил, направленных на эксплуатацию подобных установок (ст. 29 III).
- Ревизия правовой системы, связанной с эксплуатацией ядерных установок, которая основана на более широком смысле ядерной безопасности.
- Создание в рамках Управления по ядерной безопасности (ASN) корпуса инспекторов, которые имеют соответствующие полномочия по надзору (ст. 40, 46 и 47).
- Определение административной и уголовной ответственности в случае нарушения правил (ст. 41-44 и 48-52).
- Обязательства информировать об авариях и инцидентах соответствующие органы (ст. 54).

Согласно законодательству Франции, для выполнения работ по



сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерных установок в эксплуатирующей организации должна быть лицензия. Необходимо отметить, что национальная компания Electricite de France (EDF) [174] и французский электроэнергетический концерн AREVA [177] не имеют лицензий как организации. EDF - эксплуатирующая организация АЭС, у нее есть соответствующие лицензии на каждый блок. AREVA является эксплуатирующей организацией объектов ядерного топливного цикла и имеет лицензии на заводы по производству и переработке ядерного топлива. Во Франции организации, предоставляющие услуги и выполняют работы для эксплуатирующих организаций, не лицензируются, лицензируются только ядерные установки [125].

*Внедрение распоряжений, приказов и решений Управления по ядерной безопасности (ASN).*

Несколько положений Акта TSN имеют прямое действие:

- право доступа к информации обладателей лицензии на эксплуатацию ядерных установок, которая связана с оценкой рисков от эксплуатации этих ядерных установок и о соответствующих внедренных мероприятиях, направленных на уменьшение этих рисков;
- годовой отчет, который каждый обладатель лицензии должен сейчас подготовить для предоставления общественности;
- создание Высшего комитета по политике прозрачности и информированию по вопросам ядерной безопасности.

Следующая серия мероприятий зависела от создания Управления по ядерной безопасности (ASN). Так, была необходима серия распоряжений для выполнения определенных положений Акта TSN. Для этого требуется около 15 распоряжений, направленных на:

- Задания и организацию регуляторной деятельности.
- Внедрение обязательств относительно информирования со стороны ответственных за ядерную деятельность.
- Деятельность и организации (например, процедуры назначения и утверждения инспекторов по ядерной безопасности).

*Архитектура ядерного регулирования.*

Структура ядерного регулирования во Франции приведена на рис. 17.1. Такая структура является наиболее распространенной в мире. Но в случае Франции есть определенные особенности, которые приведены ниже.

*Специфика Конституции Франции в аспекте ядерного регулирования.*

Ответственность возлагается на государство, так Распоряжения и Приказы издаются на министерском уровне, а со стороны Управления по ядерной безопасности (ASN) оказывается консультативная помощь при принятии этих нормативно-правовых актов (рис. 17.2). Управление по ядерной безопасности (ASN) отвечает за технические решения и распоряжения, издаваемые в виде Решений ASN. Все Решения ASN должны быть утверждены Правительством для вступления в силу. Методические рекомендации не имеют юридической силы, но обеспечивают интерпретацию

и объясняют как понимать соответствующие регуляторные акты. Гарантеей выполнения регуляторных актов политика прозрачности.



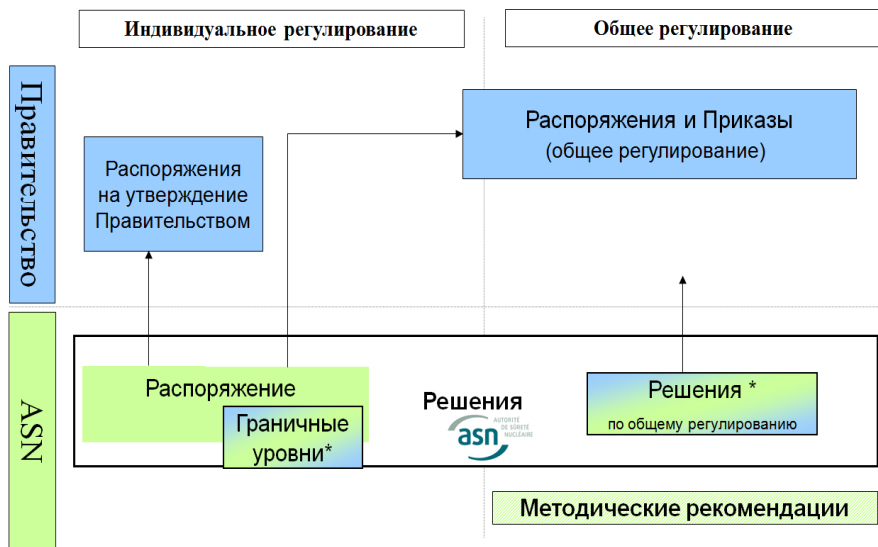
Рис. 17.1. - Архитектура ядерного регулирования во Франции.

### ***Общая система ядерного регулирования во Франции.***

#### ***Законодательные основы ядерного регулирования.***

##### Международные документы по радиационной защите:

- Рекомендации Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ).
- Нормы и стандарты Международного Агентства по Атомной Энергии (МАГАТЭ).
- Договор Euratom - Директива по ядерной безопасности (статьи + соответствующие Европейские директивы) от 25 июня 2009 года.
- Международные технические нормы Международной Организации Стандартов (ISO).



\* Должны быть утверждены соответствующими Министрами

Рис. 17.2. - Схема принятия решений и нормативно-правовых актов.

### Основные Законы и нормативно-правовые акты по ядерному регулированию во Франции:

- Закон об охране Здоровья.
- Закон № 2006-686 от 13 июня 2006 года О прозрачности и ядерной безопасности (так называемый Акт TSN).
- Другие Законы и нормативно-правовые акты, касающиеся ядерного регулирования:
  - Нормативно-правовой акт № 2006-739 от 28 28 июня 2006, касается постоянной поддержки управления радиоактивными материалами и отходами (так называемый "Закон об отходах").
  - Трудовой Кодекс.
  - Кодекс про Защиту.

В «Законе об отходах» говорится о политике обращения с радиоактивными материалами и радиоактивными отходами, об исследовании захоронения высоко и средние активных отходов в глубоких геологических формациях, о финансовой безопасности при формировании цен на ядерную энергию, конкретизируя правила формирования цены вывода ядерной установки из эксплуатации.

Регулирование деятельности, связанной с эксплуатацией конкретных ядерных установок (ЯУ) (индивидуальное регулирование) (рис. 17.3-17.5):

- Акт TSN № 2006-686 от 13 июня 2006 года - Редакция IV.
- Распоряжение № 2007-830 от 11 мая 2007 года, в документе говорится о классификации ядерных установок, так называемое «Распоряжение о ЯУ».

- Распоряжение № 2007-1557 от 2 ноября 2007 года, в документе говорится о регулировании в сфере ядерной безопасности ядерных установок и транспортировке радиоактивных материалов, так называемое «Распоряжение о процедуре».
- Распоряжение № 2007-831 от 11 мая 2007 года, устанавливает процедуры для назначения и аккредитации инспекторов по ядерной безопасности.
  - «Приказ об обеспечении качества» от 10 августа 1984 года.
  - «Приказ об окружающей среде» от 31 декабря 1999 года.
  - «Приказ про сбросы и выбросы» от 26 ноября 1999 года.

На создание ЯУ должен  
быть выдано разрешение

**Акт TSN**  
**Art. 28;29...**

Индивидуальное регулирование

Общее техническое регулирование

Разрешение  
выдается в  
Распоряжении



**Распоряжение  
про ЯУ**

**“Распоряжения  
про процедуры”**

**Приказ  
про ЯУ**



**Решение типа 1**

**Решение типа 2**

ASN разрабатывает  
распоряжение про проект,  
конструкции и эксплуатации

Повторная оценка безопасности  
Модификация материалов  
и частей ЯУ  
(Утверждается Правительством)

Рис. 17.3. – Принципы регулирования ядерных установок.

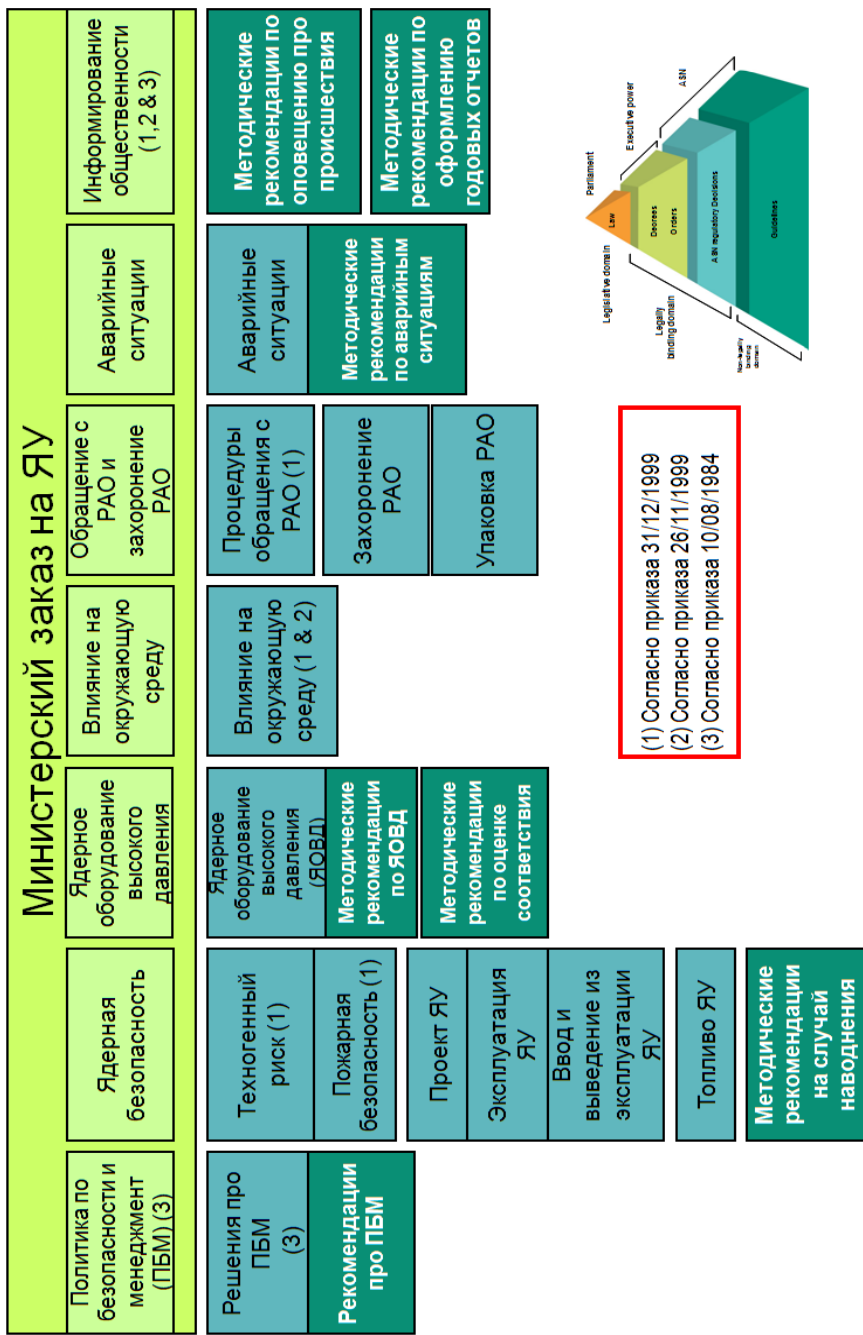


Рис. 17.4. – Общее техническое регулирование ЯУ поточное состояние (Решение типа 2).

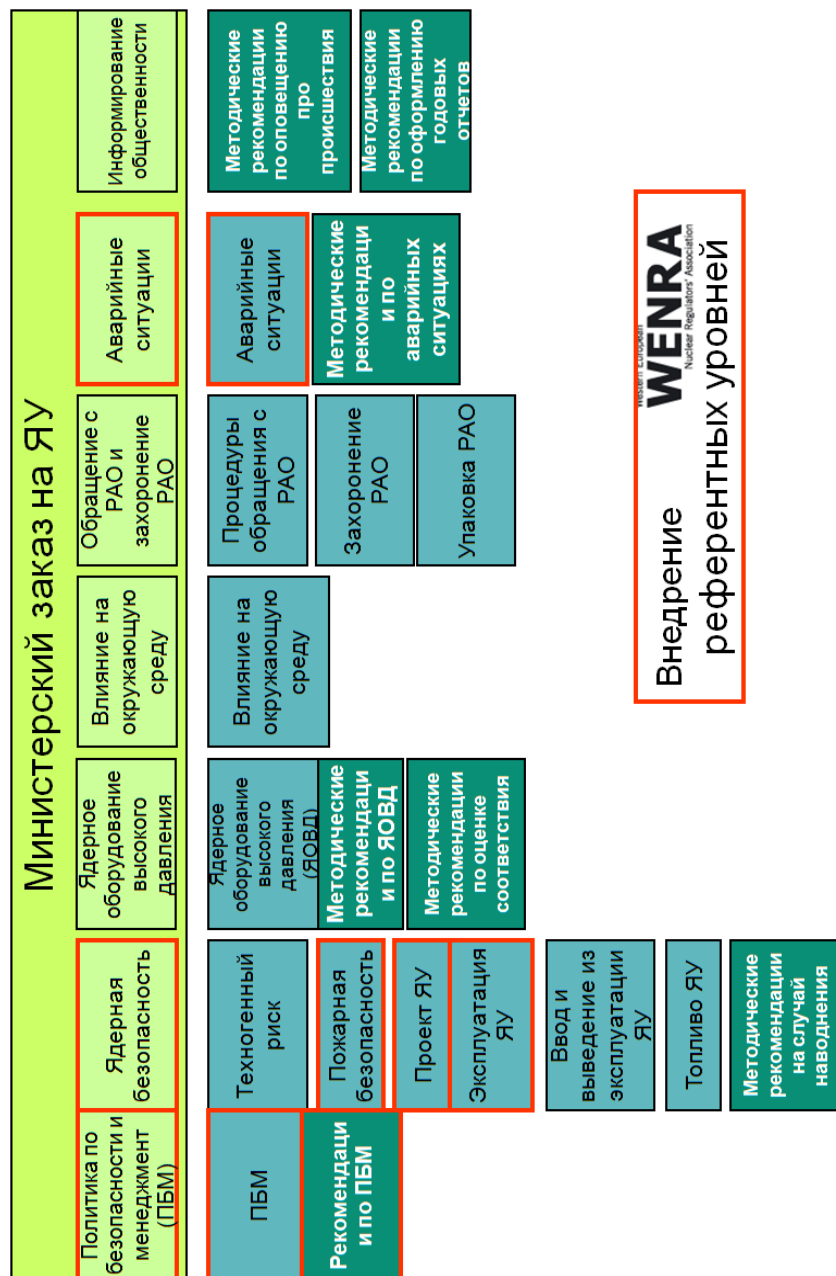


Рис. 17.5. – Запланированная к реализации в 2010 году схема общего технического регулирования ЯУ (Решения типа 2).

### **17.5.3. США.**

США является крупнейшим в мире производителем атомной энергии (более 30% от общего производства электроэнергии на АЭС в мире), США эксплуатируют 104 ядерные энергетические реакторы в 31 штате, которые управляются 30 различными энергетическими компаниями [173, 178-172, 204]. В 2011 году в США было произведено 4106 ТВт·ч(эл.) электроэнергии. Удельное производство электроэнергии в США составляет 12400-12900 кВт·ч(эл.) на душу населения. По состоянию на 2009 год 45% электроэнергии произведено за счет сжигания угля, 24% – от сжигания газа и 7% – на гидроэлектростанциях [173]. При производстве электроэнергии на АЭС в США было достигнуто значение коэффициента использования установленной мощности на уровне 90,1-91,5%, что позволяет вырабатывать 790-805 ТВт·ч(эл.) ежегодно (почти 20% от полного производства электроэнергии). Полная установленная мощность по производству электроэнергии в США составляет 1025 ГВт(эл.), из них ~10% – ядерные энергетические реакторы. Особенностью США является большое количество частных компаний, которые принимают участие в управлении эксплуатацией АЭС. Начиная с 1991 года количество этих компаний уменьшается от 101 до 87 в 1999 году за счет объединения. При этом по состоянию на 1999 год 12 крупнейших компаний владели 54% от полной установленной мощности АЭС США. На сегодня количество этих компаний уменьшилась до 30, из которых 10 крупнейших компаний управляют 70% от полной установленной мощности АЭС США [22]. США является одним из ведущих разработчиков реакторных технологий в мире и проводит активную интенсивную инновационную политику. При этом значительную долю в некоторых энергогенерирующих компаниях и в компаниях разработчиках реакторных технологий имеют иностранные компании. Основные функции по государственному управлению ядерным энергетическим комплексом в США возложены на Департамент Энергетики (DOE) [173, 178-180]. DOE подчиняется Президенту США, который назначает Главного Секретаря DOE сроком на 5 лет. Главное назначение DOE – объединить в рамках одной организации управление всеми энергетическими программами и всеми вопросами энергетической политики США. DOE состоит из многих Офисов, общая численность персонала DOE ~20000 человек. При общем бюджете DOE в 2010 году 26,394 миллиардов долларов США на финансирование офисов, имеющих отношение к ядерной энергетике и соответствующих программ, предусмотрено ~0,8 миллиарда долларов США. При этом в бюджете DOE предусмотрено 2,1 миллиарда долларов США на мероприятия по обеспечению физической ядерной безопасности, предназначенных для финансирования деятельности Национальной Администрации по физической ядерной безопасности (NNSA), которая является подразделением DOE, но при этом следует отметить, что главное назначение этой Администрации – обслуживание военно-промышленного комплекса США. Кроме функций

управления ядерным энергетическим комплексом, которые возложены в основном на Офис Ядерной Энергетики, DOE имеет некоторые функции регулирования через разработку директив и правил соответствующими офисами: Офис Здоровья, Безопасности и Физической Безопасности; Офис Невоенных Радиоактивных Отходов; Офис Управления Экологией. Основные функции по регулированию осуществляет Комиссия по ядерному регулированию (NRC) [173, 178, 179] и Национальный Совет по Радиационной защите и Измерениям (NCRP) [182]. NRC также подчинена Президенту США, то есть пять уполномоченных NRC, которые осуществляют управление NRC по представлению Президента, утверждаются Сенатом на пять лет, Президентом США из этих пяти один назначается как Председательствующий. NRC направляет запрос по бюджету Президенту, а тот, ставя подпись, направляет этот бюджет на утверждение Конгресса. Количество работников в NRC ~4000 человек. Бюджет NRC в 2010 году составляет 1,071 миллиардов долларов США, из них 0,887 миллиардов долларов США поступает в счет оплаты от операторов за предоставление лицензий, 0,128 миллиардов долларов США – из Общего фонда государства, 0,056 миллиардов долларов США – из фонда обращения с радиоактивными отходами (~3% от общего поступления в фонд обращения с радиоактивными отходами. NCRP подчинена Конгрессу и является разработчиком базовых концепций радиационной защиты и измерений. Информация по бюджету NCRP отсутствует в открытых источниках информации. Работники NCRP состоят из постоянного персонала, представителей правительственных и неправительственных организаций, представителей научных организаций общей численностью ~500 человек. Полный состав NCRP формируется в зависимости от текущих программ, которые выполняются.

Но, несмотря на такой масштаб ядерной энергетики (104 блока) и такие огромные финансовые затраты в США на ядерную энергетику, начиная с 1996 года (т.е. уже 14 лет), не введено в действие ни одного нового ядерного энергетического реактора, при этом США активно продвигает проекты своих ядерных реакторов в страны Азии. Для улучшения ситуации и возвращения приверженности населения и правительства США к ядерной энергетике Офис Ядерной Энергетики DOE выполняет программу Nuclear Power 2010, финансирование которой в 2009 году составило 177,5 миллионов долларов США, а в 2010 году – 20 миллионов долларов США. Если сравнивать с Францией, то последний новый ядерный реактор во Франции был введен в действие в 2000 году, при этом Франция проводит активную политику по строительству новых блоков АЭС, в том числе в США (см. выше).



#### ***17.5.4. Объединенное Королевство***

Годовое производство электроэнергии в Объединенном Королевстве по состоянию на 2010 год составило 398 ТВт·ч(эл.) брутто [173, 183-190, 204] при установленной мощности 83 ГВт(эл.). Импорт электроэнергии составил около 8 ТВт·ч(эл.) из Франции. Годовое конечное потребление электроэнергии в Объединенном Королевстве составляет 343 ТВт·ч(эл.) или около 5660 кВт·ч(эл.) на душу населения. В 2006 году АЭС в Объединенном Королевстве произвели 19% электроэнергии (69 ТВт·ч из примерно 380 ТВт·ч(эл.) в сети), сравнимой с 36% – за счет сжигания газа, и 38% – за счет сжигания угля. В 2007 году вклад от АЭС снизился до 15% (57,5 ТВт·ч(эл.)) и в 2008 году снизился еще дальше до 13,5% (52,5 ТВт·ч(эл.)). В Объединенном Королевстве эксплуатируются 19 ядерных реакторов с установленной мощностью 11 ГВт(эл.). Кроме того, около 3% от спроса на электроэнергию покрывается за счет импорта энергии произведенной на АЭС Франции, поэтому можно констатировать, что вклад ядерной энергетики в национальное производство электроэнергии составляет в среднем около 22%. Развитие ядерной энергетики в Объединенном Королевстве определяется необходимостью сокращения выбросов парниковых газов и необходимость поддерживать необходимый уровень энергетической безопасности [173].

Особенностью управления и регулирования в ядерном энергетическом комплексе Объединенного Королевства является переход (полностью или частично) крупных государственных компаний, осуществляющих управление в ядерном энергетическом комплексе, из государственной собственности в частную со значительной долей иностранного капитала [173, 184-186]. В 1989 году, когда электрические сети были приватизированы и правительством была начата политика дерегулирования рынка энергии, при этом было заявлено, что все ядерные реакторы останутся в государственном секторе экономики. В 1995 году было заявлено, что в условиях нерегулируемого рынка государство не будет поддерживать строительство новых блоков АЭС. При этом в 1995 году была создана государственная компания Британская Энергия (BE) [173, 184], под управление которой были переданы все ядерные энергетические реакторы, кроме реакторов типа Magnox (используются для наработки плутония для ядерного оружия). В 1996 году компания BE была приватизирована. При этом государство в лице государственной компании BNFL и Magnox Electric [183] оставила за собой все реакторы типа Magnox и предприятия ядерного топливного цикла. Доля государства в собственности BE постепенно уменьшалась с 64% в 2003-2005 годах до 39% в 2007 году.

Этим процессам способствовало тарифная политика, за счет чего ядерная отрасль была приведена в очень сложное положение, даже эксперты утверждают, что при этом происходили странные с точки зрения экономики события [184]. Так, начиная с 2001 года, согласно разъяснений изложенных в [173], в условиях дерегулирования рынка электроэнергии за счет

избыточного количества теплоэлектростанций (ТЭС), работающих на газе, был снижен соответствующий тариф на поставку электроэнергии от этих ТЭС, за счет чего ядерная энергетика стала неконкурентоспособна, на это наложились процессы со старением и аварийным состоянием оборудования на АЭС, принадлежащих BE [184]. Но, что тоже является удивительным процессом, сразу после продажи в 2006 году крупнейшей из неприватизированных государственных компаний в сфере управления ядерным энергетическим комплексом British Nuclear Group [185, 186] (ныне - Sellafield) правительство Объединенного Королевства начинает активную политику в области повышения сборов за выбросы двуокиси углерода, чем выводит ядерный энергетический комплекс из кризисного положения. Можно ли такую последовательность событий назвать случайным стечением обстоятельств? Не повторяется ли сейчас такая же схема с вариациями на Украине?

На сегодня компания BE является частью французской государственной компании EDF [173].

Основные функции по государственному управлению ядерным энергетическим комплексом в Объединенном Королевстве возложены на государственную компанию BNFL [173, 183] и неправительственную государственную структуру Управления снятия с эксплуатации ядерных объектов (NDA) [187], в то время как основные функции по регулированию осуществляет Директорат по ядерной промышленности Управления Здоровья и Безопасности (ND HSE) [190]. Численность персонала в ND HSE составляет ~250 человек, при этом для выполнения отдельных экспертиз привлекаются по контракту эксперты из внешних организаций. ND HSE получает часть от бюджета (£36,2 миллиона английских фунтов стерлингов по состоянию на 2010 год) Управления Здоровья и Безопасности (HSE).

#### ***17.5.5. Российская Федерация***

В Российской Федерации на сегодня эксплуатируется 33 ядерных реактора с общей установленной мощностью 23,643 ГВт(эл), на которых производится 17,6% электроэнергии России [173, 204], при этом Российская Федерация является одним из основных разработчиков реакторных технологий в мире. В России на сегодня ведется активное строительство новых блоков АЭС – 10 новых блоков. Потребление электроэнергии на душу населения в Российской Федерации по состоянию на 2009 год по данным Международного энергетического агентства составляет 6133 кВт·ч на душу населения.

Энергетика Российской Федерации, в том числе и ядерная, на данном этапе находится в процессе реформирования [173, 191-201], целью которого является достижение лучших показателей безопасности и переход к рыночным отношениям. Но, несмотря на потенциально существующие возможности передачи управления (частично или полностью) объектов ядерной энергетики частному сектору экономики, этот процесс еще не начал

по многим причинам, главной из которых является незавершенное реформирования законодательства [198, 201]. В результате активного обсуждения Ростехнадзор, который является Национальным Регулятором, из подчинения Министерству природных ресурсов и экологии Российской Федерации был передан в прямое подчинение Правительству Российской Федерации, что соответствует мировым тенденциям и рассматривается как средство уменьшения количества аварийных ситуаций на промышленных объектах. При этом отмечается необходимость принятия однозначных стратегических решений при реформировании в связи с возможным длительным параличом системы в переходный период [197].

Основные функции по государственному управлению ядерным энергетическим комплексом в Российской Федерации возложено на Государственную корпорацию «Росатом», в частности на ОАО «Концерн Росэнергоатом» [191, 192], в то время как основные функции по регулированию осуществляет Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) [193, 194].

### ***17.5.6. Кумай***

В Китае на сегодня эксплуатируется 16 ядерных реакторов с общей установленной мощностью 11,816 ГВт (эл), на которых производится 1,85% электроэнергии Китая [173, 204]. Стимулом для развития ядерной энергетики в Китае является уменьшение выбросов парниковых газов и важность ядерной энергетики для развития прибрежной зоны Китая, находится далеко от месторождений угля, который является одним из главных источников энергии в этой стране. Китай на сегодня является лидером строительства новых энергоблоков АЭС. По состоянию на март 2012 года в Китае на стадии строительства находятся 26 новых энергоблока АЭС общей установленной мощностью 26620 МВт(эл.). Потребление электроэнергии на душу населения в Китае по состоянию на 2009 год по данным Международного энергетического агентства составляет 2631 кВт·ч на душу населения.

Рассмотреть опыт Китая имеет смысл благодаря быстрому развитию ядерной энергетики Китая [173, 202, 204]. Следует отметить при этом, что Китай начал собственную ядерную программу в 1991 году и ввел в эксплуатацию первый ядерный энергетический реактор в 1994 году, когда во всем мире в результате аварий на АЭС в Три-Майл-Айленд и Чернобыльской АЭС наблюдался упадок и отказ от ядерной энергетики. Быстрое развитие ядерной энергетики Китая стало возможно только благодаря привлечению кредитов в первую очередь от государств поставщиков реакторных технологий, от коммерческих банков, от национальных банков и от международных финансовых учреждений [173, 202].

Другой особенностью Китая является присутствие на рынке поставок реакторных технологий Китая почти всех крупнейших разработчиков реакторных технологий в мире [173], при этом на основе сотрудничества с ведущими разработчиками реакторных технологий Китай создает

собственные проекты реакторных установок.

Основные функции по государственному управлению ядерным энергетическим комплексом в Китае возложено на Правительство (соответствующие Министерства и Комиссии) и на Управление по атомной энергетике Китая (CAEA) [173, 202]. CAEA подчинено Кабинету Министров Китая и находится под контролем Комиссии по науке, технологии и промышленности Национальной обороны. Функции по регулированию осуществляет Национальная администрация по ядерной безопасности (NNSA) [173, 202]. NNSA подчинена напрямую Кабинету Министров Китая.

### **Вопросы для самоконтроля.**

1. Охарактеризуйте мировую практику в сферах государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирование ядерной и радиационной безопасности.
2. Расскажите об организации государственного управления ядерно-энергетическим комплексом и регулирование ядерной и радиационной безопасности в отдельных государствах мира.

## Приложения

### Приложение 1. Ядерное топливо ВВЭР-1000. Этапы развития.

Годы	до 1997	1998–2010	с 1998	с 2003	с 2006	с 2006	с 2010
Тип ТВС	ТВС, ТВС-М	УТВС	ТВСА	ТВС-2	ТВСА-АЛЬФА	ТВС-2М	ТВСА-PLUS
Тип поглотителя	–	U-Gd	U-Gd	U-Gd	U-Gd	U-Gd	U-Gd
Обогащение подпитки, % $U^{235}$	4.31	3.77	до 4.4	4.26	4.83	4.88	4.88
Количество ТВС подпитки, шт.	54	48	42	54	36	60 – 66	60 – 66
Наружный диаметр, мм	7.57 / 2.3	7.57 / 1.5	7.57 / 1.4	7.57 / 1.4	7.8 / 0.0	7.6 / 1.2	7.6 / 1.2
Выгорание топлива, МВт×сут/кгU	49	49	55	55	65	65	65
Топливный цикл	3×1	3×1	4×(310–320)	3 ×(350–370)	5 ×(310–320)	3 ×(480–510)	3 ×(480–510)
Расход урана, кг/МВт×сут.	0.240	0.205	0.199	0.210	0.187	0.230	0.230

## Приложение 2. Стандартные распределения вероятности

### Гамма-распределение:

$$f(\lambda) = \frac{\beta^\alpha}{\Gamma(\alpha)} \cdot \lambda^{\alpha-1} \cdot \exp(-\lambda \cdot \beta), \quad \text{среднее значения } \bar{\lambda} = \frac{\alpha}{\beta}. \quad (\text{Д2.1})$$

Квантили  $Q_{\gamma 0,05}$  и  $Q_{\gamma 0,95}$  гамма-распределения рассчитываются на основе квантилей для  $\chi^2$ -распределения по следующей формуле [129]:

$$Q_{\gamma 0,05}(\alpha, \beta) = \frac{\chi^2_{0,05}(2 \cdot \alpha)}{2 \cdot \beta}, \quad Q_{\gamma 0,95}(\alpha, \beta) = \frac{\chi^2_{0,95}(2 \cdot \alpha)}{2 \cdot \beta}, \quad (\text{Д2.2})$$

где  $\chi^2_{0,05}(v)$   $\chi^2_{0,95}(v)$  являются квантилями  $\chi^2$ -распределения с  $v$  степенями свободы, числовые значения этих функций находят из справочников [122, 123] или рассчитывают в математических редакторах типа Mathcad или MATLAB.

Гамма-распределение используется в современных оценках для построения распределений вероятности отказов оборудования [124].

### Бета-розподіл:

$$f(p) = \frac{\Gamma(\alpha + \beta)}{\Gamma(\alpha) \cdot \Gamma(\beta)} \cdot p^{\alpha-1} \cdot (1-p)^{\beta-1}, \quad \text{среднее значение } \bar{p} = \frac{\alpha}{\alpha + \beta}. \quad (\text{Д2.3})$$

Квантили  $p_{0,05} = Q_{\text{бета } 0,05}$  и  $p_{0,95} = Q_{\text{бета } 0,95}$  бета-распределения рассчитываются на основе квантилей для  $\chi^2$ -распределения по следующей формуле [122]:

$$t = \frac{1}{2 \cdot \beta + \alpha - 1}, \quad Q_{\text{бета } 0,05}(\alpha, \beta) = \frac{2 \cdot \chi^2_{0,05}(2 \cdot \alpha)}{\frac{2}{t} + \chi^2_{0,05}(2 \cdot \alpha)},$$

$$Q_{\text{бета } 0,95}(\alpha, \beta) = \frac{2 \cdot \chi^2_{0,95}(2 \cdot \alpha)}{\frac{2}{t} + \chi^2_{0,95}(2 \cdot \alpha)}, \quad (\text{Д2.4})$$

где  $\chi^2_{0,05}(v)$   $\chi^2_{0,95}(v)$  являются квантилями  $\chi^2$ -распределения с  $v$  степенями свободы, числовые значения этих функций находят из

справочников [122, 123] или рассчитывают в математических редакторах типа Mathcad или MATLAB.

Квантили  $p_{0,05}=Q_{\text{бета } 0,05}$  и  $p_{0,95}=Q_{\text{бета } 0,95}$  бета-распределения возможно также рассчитать на основе квантилей  $F_{0,05}(v_1, v_2)$  и  $F_{0,95}(v_1, v_2)$  для F-распределения со степенями свободы  $v_1$  и  $v_2$  [122, 123] следующей формуле:

$$Q_{\text{бета } 0,05}(\alpha, \beta) = \frac{\alpha \cdot F_{0,05}(2 \cdot \alpha, 2 \cdot \beta)}{\beta + \alpha \cdot F_{0,05}(2 \cdot \alpha, 2 \cdot \beta)},$$

$$Q_{\text{бета } 0,95}(\alpha, \beta) = \frac{\alpha \cdot F_{0,95}(2 \cdot \alpha, 2 \cdot \beta)}{\beta + \alpha \cdot F_{0,95}(2 \cdot \alpha, 2 \cdot \beta)}. \quad (\text{Д2.5})$$

Бета-распределение используется в современных оценках для построения распределений вероятности отказов оборудования по требованию [124].

**Логарифмически-нормальное распределение:**

$$f(\lambda) = \frac{1}{\sqrt{2 \cdot \pi \cdot \sigma \cdot \lambda}} \cdot \exp \left( - \frac{\left( \ln \left( \frac{\lambda}{\mu} \right) \right)^2}{\sigma^2} \right), \quad \text{среднее значение}$$

$$\bar{\lambda} = \mu \cdot \exp \left( - \frac{\sigma^2}{2} \right). \quad (\text{Д2.6})$$

Квантили  $\lambda_{0,05}=Q_{\log 0,05}$  и  $\lambda_{0,95}=Q_{\log 0,95}$  рассчитываются по следующей формуле [129]:

$$Q_{\log 0,05}(\mu, \sigma) = \mu \cdot \exp(-\sigma \cdot Z_{0,95} - \sigma^2),$$

$$Q_{\log 0,95}(\mu, \sigma) = \mu \cdot \exp(\sigma \cdot Z_{0,95} - \sigma^2), \quad (\text{Д2.7})$$

где  $Z_{0,95}$  – 95% квантиль стандартного нормального распределения ( $Z_{0,95}=1,644854$ ).

Имея параметры  $Q_{\log 0,05}$  и  $Q_{\log 0,95}$  и  $\bar{\lambda}$  или  $\bar{p}$  как то, например, дается в данных МАГАТЭ [125, 126] возможно рассчитать параметры для построения соответствующего логарифмически-нормального распределения (формула (Д2.6)) по следующей формуле (см. также формулы (1.7) и (1.8)):

$$EF = \sqrt{\frac{Q_{\log 0,95}}{Q_{\log 0,05}}}, \quad \sigma = \frac{\ln(EF)}{Z_{0,95}}, \quad \mu = \bar{\lambda} \cdot \exp\left(\frac{\sigma^2}{2}\right). \quad (Д2.8)$$

Логарифмически-нормальное распределение используется как для построения распределений вероятности отказов оборудования ( $\lambda$ ) так и для построения распределений вероятности отказов оборудования по требованию (р) [125, 126, 129-131]. Наиболее эффективным использованием логарифмически-нормального распределения является ситуация, когда у исследователя всегда есть доступ ко всей совокупности данных точечных оценок, которая дает возможность каждый раз при получении новых данных просто переподгонять параметры распределения с учетом этих новых данных и использования всей совокупности точечных оценок. Но использование логарифмически-нормального распределения есть менее удобным при недоступности всей совокупности данных точечных оценок при необходимости усовершенствования текущего распределения вероятностей на основе новой дополнительной информации путем проведения Бейсовских оценок. Кроме того, при использовании логарифмически-нормального распределения иногда возникает сложность с оценкой левой части и соответственно нижней границы распределения [125, 126]. Поэтому в современных оценках надежности оборудования используют гамма-распределение для вероятности отказов оборудования и бета-распределение для вероятности отказов оборудования по требованию [124].



### Приложение 3. Теорема Бейеса

#### Теорема Бейеса.

Рассмотрим случай, когда есть множество событий **A** и множество событий **B**. Теорема Бейеса базируется на следующем равенстве [127, 128]:

$$P(A \cap B) = P(B|A) \cdot P(A) = P(A|B) \cdot P(B) , \quad (Д3.1)$$

где  $P(A \cap B)$  – вероятность одновременной реализации события **A** и события **B**;

$P(A)$  – вероятность реализации события **A**;

$P(B)$  – вероятность реализации события **B**;

$P(B|A)$  – вероятность реализации события **B** при условии, что событие **A** уже реализовалась;

$P(A|B)$  – вероятность реализации события **A** при условии, что событие **B** уже реализовалась.

Из формулы (Д3.1) получаем

$$P(B|A) = \frac{P(A|B) \cdot P(B)}{P(A)} . \quad (Д3.2)$$

Дальше рассматриваем многовариантное событие **B**. Для этого допускаем, что событие **B** есть набор попарно несовместных событий ( $B_1, B_2, \dots$ ), что образуют полную группу. Т.е.  $B_1 \cup B_2 \cup \dots = B$ . Примером такого события есть множество  $\lambda_i$  значений величины параметра интенсивности отказов  $\lambda$  или множество  $p_i$  значений величины параметра интенсивности отказов на требование  $p$ . Требование относительно полноты группы означает, что в эту группу должны входить все возможные варианты событий  $B_i$ . Т.е. к множеству значений  $\lambda_i$  параметра интенсивности отказов должны входить все возможные значения величины параметра  $\lambda$ . Аналогично к множеству значений  $p_i$  параметра интенсивности отказов на требование должны входить все возможные значения величины параметра  $p$ . Это множество может быть дискретным или в виде диапазона.

Для приведенного случая многовариантного события **B** можем записать формулу аналогичную формуле (Д3.2):

$$P(B_i|A) = \frac{P(A|B_i) \cdot P(B_i)}{P(A)} . \quad (Д3.3)$$

Вспомнив свойства условных вероятностей [127, 128] и используя полноту группы событий  $B_i$ , получим формулу для:

$$P(A) = \sum_i P(A|B_i) \cdot P(B_i) . \quad (Д3.4)$$

Таким образом, для определения условной вероятности  $P(B_i|A)$  нам необходимо знать только две функции –  $P(B_i)$  та  $P(A|B_i)$ .

Событие А назовем опытом эксплуатации. Т.е., это могут быть данные (n,T) для вероятности отказов - количество n отказов оборудования за время эксплуатации Т (смотри пункт 1.8.1). Для случая вероятности отказов по требованию (смотри пункт 1.8.1) событие А отождествляется с данными (d,D) - количеством отказов по требованию d и полным количеством D требований.

Таким образом, функция  $P(B_i|A)$  є апостериорною (на основе опыта) оценкой вероятности реализации события  $B_i$ . Соответственно, функция  $P(B_i)$  єсть априорная (начальная) оценкой вероятности реализации события  $B_i$ . Функция  $P(A|B_i)$  характеризует вероятность реализации события А, если событие В будет реализована в варианте  $B_i$  . Т.е. эта функция характеризует вероятность реализации именно такого опыта эксплуатации ((n,T) или (d,D)), если событие В будет реализована в варианте  $B_i$  ( $\lambda_i$  чи  $p_i$ ). Функцию  $P(A|B_i)$  еще называют функцией правдоподобия, от корректности определения этой функции зависит корректность апостериорной оценки. Из неправдоподобной функции правдоподобия получите неправдоподобный результат - неправдоподобную апостериорную оценку.

### **Теорема Бейсса .**

Для дискретного заданного множества событий В:

$$P(B_i|A) = \frac{P(A|B_i) \cdot P(B_i)}{\sum_i P(A|B_i) \cdot P(B_i)} , \quad (Д3.5)$$

Для непрерывно заданного множества событий В:  
( $B \equiv \theta \in [\theta_{\min}; \theta_{\max}]$ ):

$$P(\theta|A) = \frac{P(A|\theta) \cdot P(\theta)}{\int_{\theta_{\min}}^{\theta_{\max}} P(A|\theta) \cdot P(\theta) d\theta} . \quad (Д3.6)$$

Главным при использовании формул (Д3.5) и (Д3.6) єсть корректность выбора функции правдоподобия ( $P(A|B_i)$  или  $P(A|\theta)$ ).

Обычно при исследовании вероятности отказа оборудования  $\lambda$  в качестве априорного распределения используют гамма-распределение (формулы (Д2.1) и (Д2.2)), логарифмически-нормальное или распределение (формулы (Д2.6)-(Д2.8)). Но, как отмечалось в Приложении 2, использование логарифмически-нормального распределения имеет определенные недостатки, поэтому в современных исследованиях используют гамма-распределение [124]. Как в случае использования в качестве априорного распределения гамма-распределения, так и в случае использования логарифмически-нормального распределения, для исследования вероятности отказа оборудования используют функцию правдоподобия следующего вида [129-131]:

$$f_p(n, T|\lambda) = \frac{(\lambda \cdot T)^n}{n!} \cdot \exp(-\lambda \cdot T). \quad (\text{Д3.7})$$

Обозначение в формуле (Д3.7) как в формуле (1.1). Формула (Д3.7) построенная на основе распределения Пуассона.

При исследовании вероятности отказа оборудования в случае применения априорной функции распределения в виде гамма-распределения (формулы (Д2.1) и (Д2.2)) с функцией правдоподобия в виде (Д3.7) получаем апостериорную оценку снова в виде гамма-распределения, которое является удобным с математической точки зрения. Если априорное гамма-распределение было с параметрами  $(\alpha, \beta)$ , тогда в указанном варианте получаем апостериорную оценку в виде гамма-распределения с параметрами  $(2+n, \beta+T)$ . Соответствующая функция и квантили для нового распределения с параметрами  $(\alpha+n, \beta+T)$  рассчитываются с использованием формул (Д2.1) и (Д2.2).

При исследовании вероятности  $p$  отказа оборудования по требованию как априорное распределение используют бета-распределение (формулы (Д2.3)-(Д2.5)) или логарифмически-нормальное распределение (формулы (Д2.6)-(Д2.8)). Но также, как отмечалось выше в Приложении 2, использование логарифмически-нормального распределения имеет определенные недостатки, поэтому в современных исследованиях используют бета-распределение [124]. Как в случае использования в качестве априорного распределения бета-распределения так и в случае использования логарифмически-нормального распределения для исследования вероятности отказа оборудования по требованию  $p$  используют функцию правдоподобия следующего вида [129-131]:

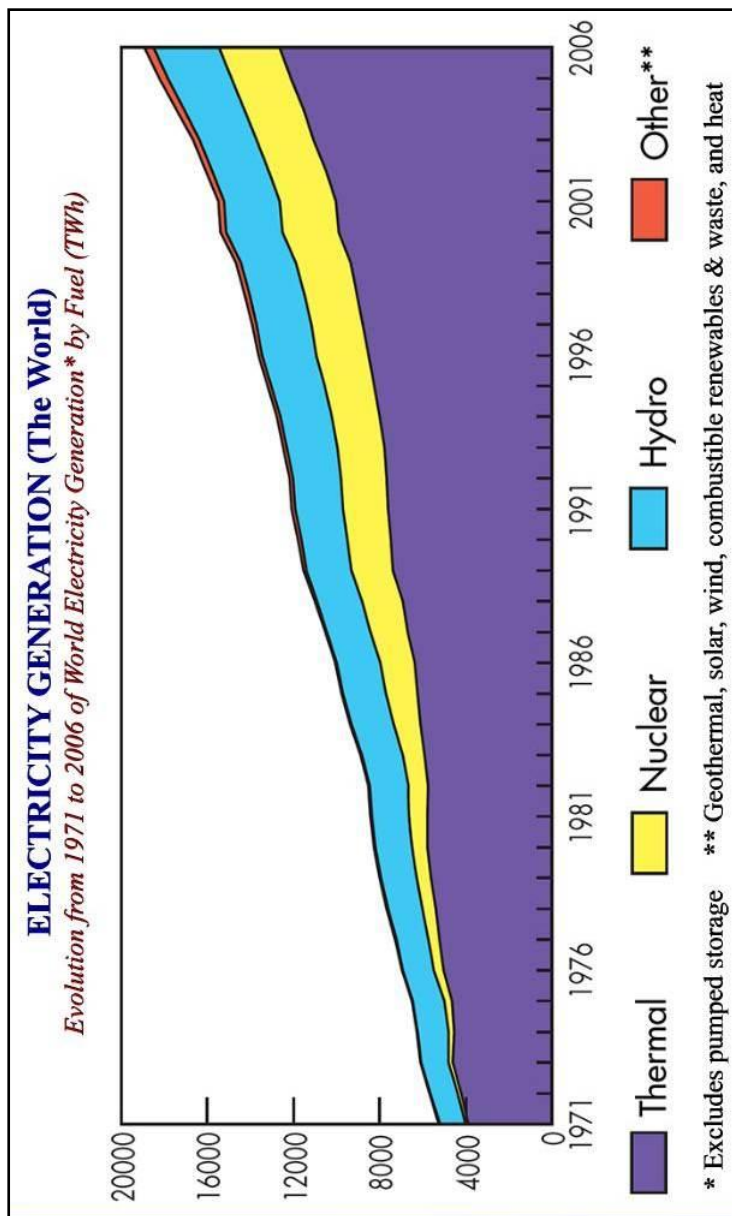
$$f_p(d, D|p) = \frac{D!}{d!(D-d)!} \cdot p^d \cdot (1-p)^{D-d}. \quad (\text{Д3.8})$$

Обозначение в формуле (Д3.8) как в формуле (1.2). Формула (Д3.8) построенная на основе биномиального распределения.

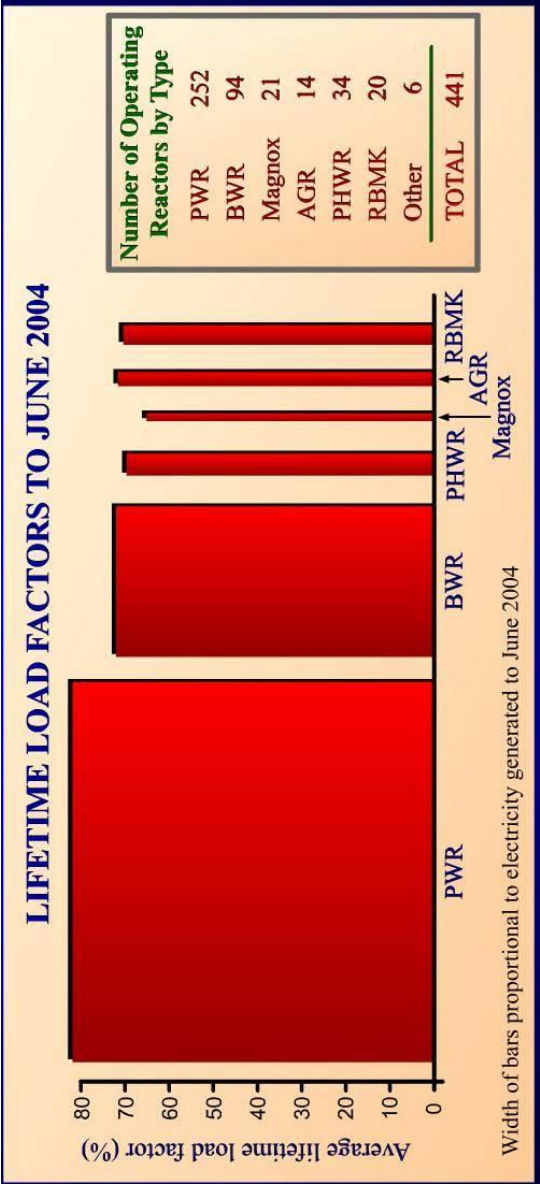
В случае применения априорной функции распределения в виде бета-

распределения (формулы (Д2.3)-(Д2.5)) с функцией правдоподобия в виде (Д3.8) при исследовании вероятности  $p$  отказа оборудования по требованию, получаем апостериорную оценку снова в виде бета-распределения, которое *является удобным* с математической точки зрения. Если априорное бета-распределение было с параметрами  $(\alpha, \beta)$ , то в указанном варианте получаем апостериорную оценку в виде бета-распределения с параметрами  $(\alpha+d, \beta+D-d)$ . Соответствующая функция и квантили для нового бета-распределения с параметрами  $(\alpha+d, \beta+D-d)$  рассчитываются с использованием формул (Д2.3)-(Д2.5).

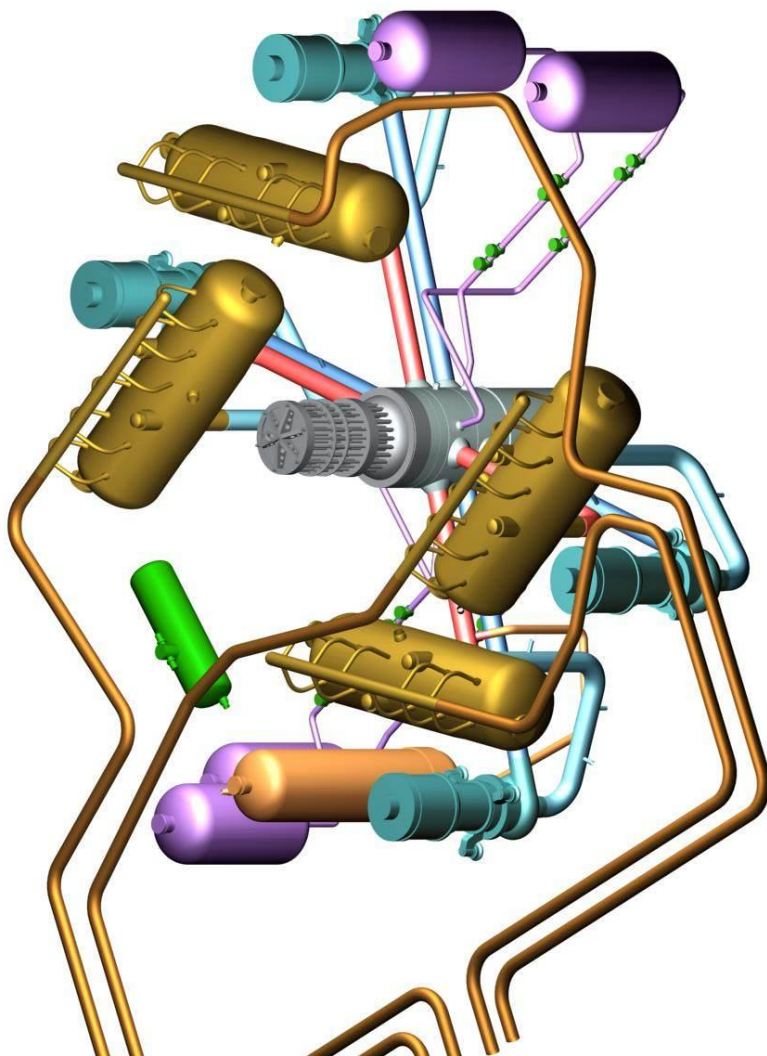
# Приложение 4. Производство электроэнергии в мире



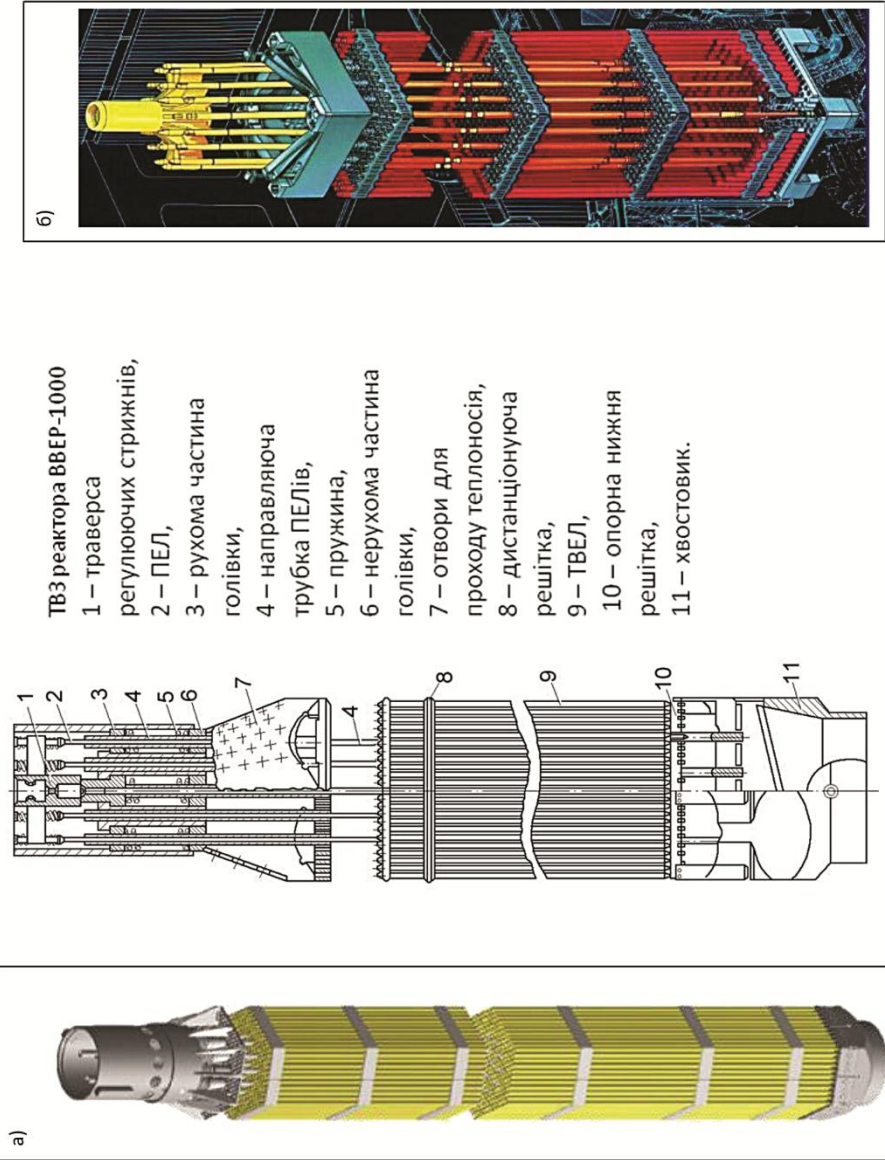
Приложение 5. Коэффициент нагрузки и количество реакторов по их типам



**Приложение 6. Масштабное пространственное изображение компоновки  
РУ В-320**

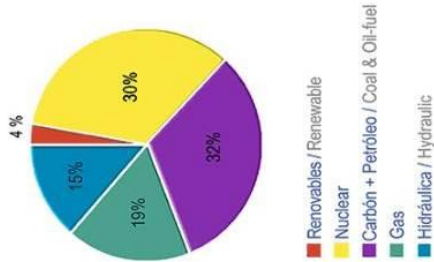
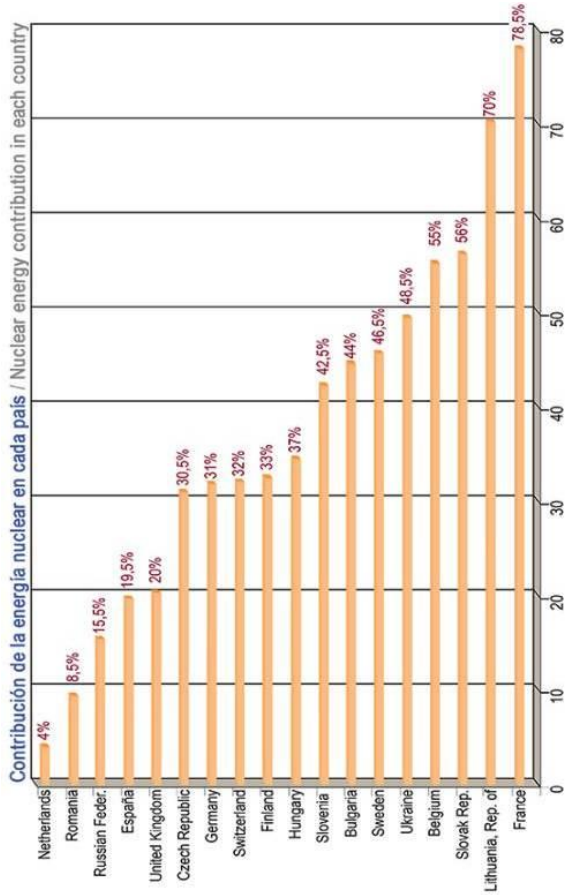


Приложение 7. Типы ТВС для современных реакторов: а) производства ТВЭЛ, б) производства Westinghouse

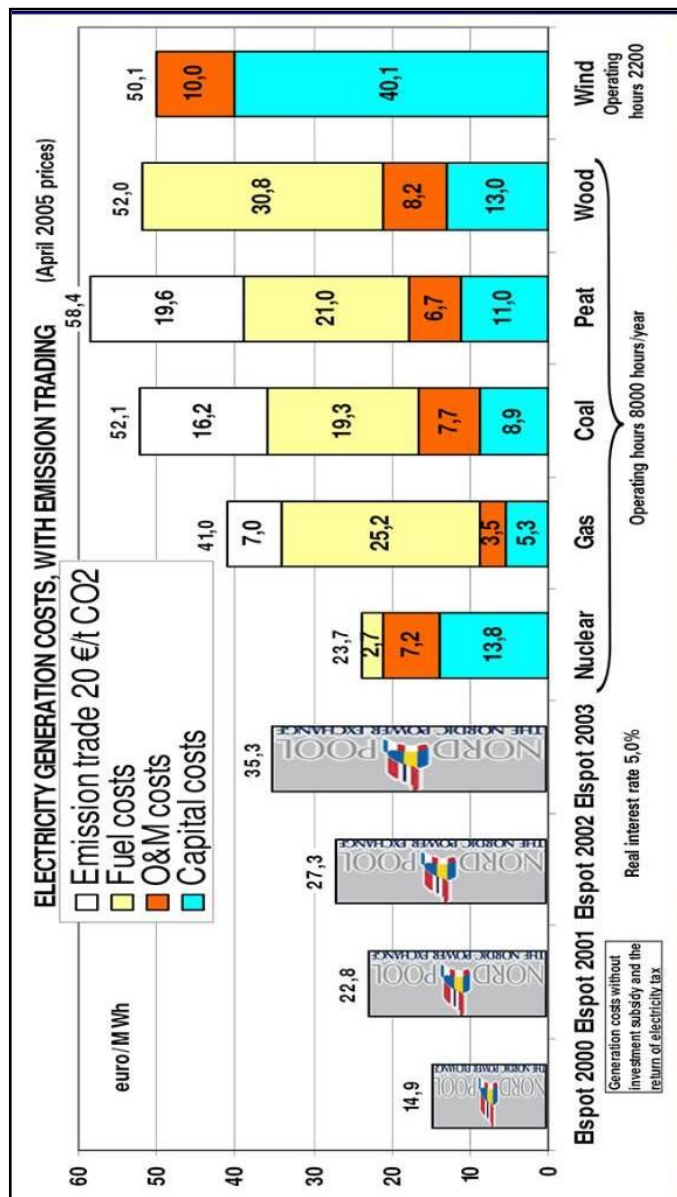




**Приложение 8. Вклад ядерной энергетики в производство электроэнергии в странах Европы (2008 г.)**



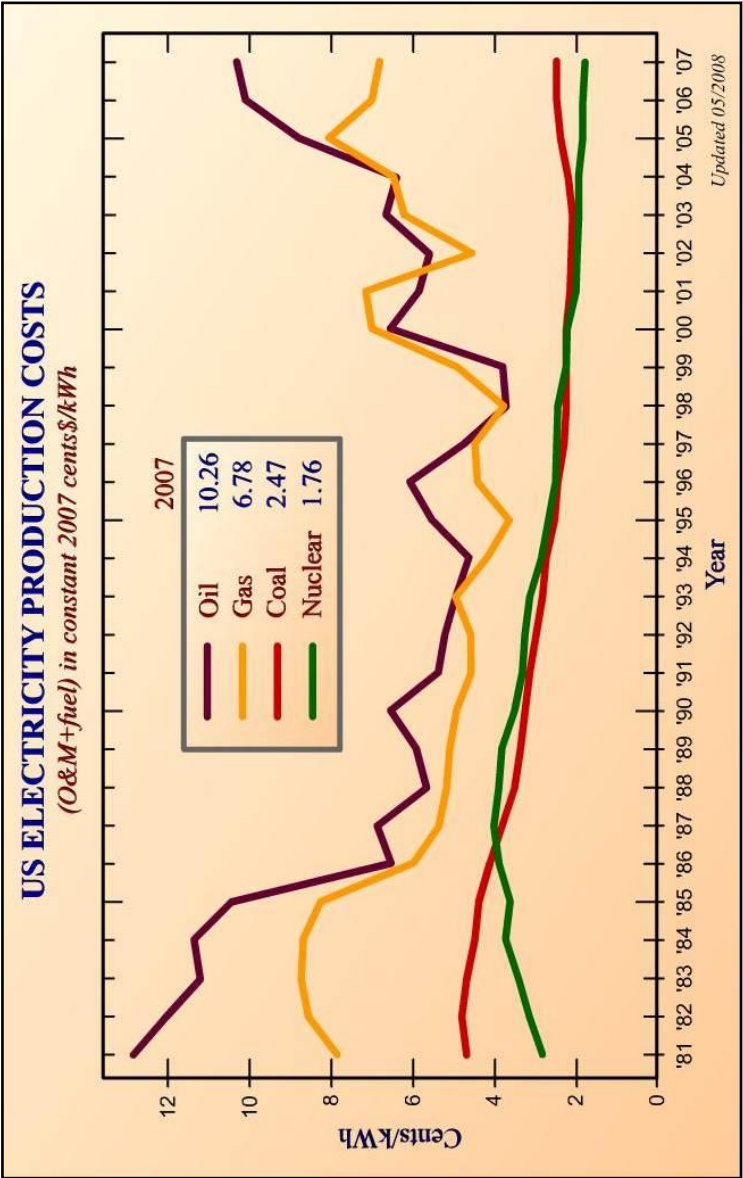
Приложение 9. Стоимость электроэнергии от разных источников в Финляндии



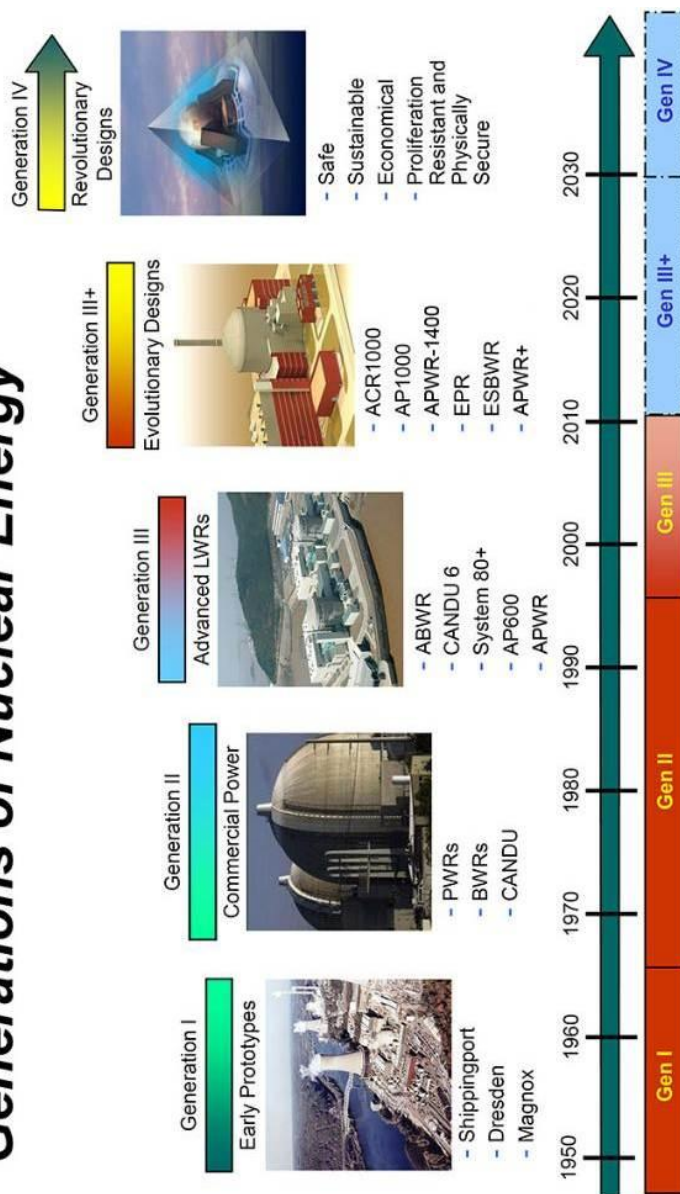
# Приложение 10. Базовые параметры основных типов реакторных установок

	Тип реактора	Тип топлива	Выгорание MBt-час/t	Оболочка ТВС	Замедлитель	Энергонапряженность			Теплоосигнеть			Global	Особенности
						Bt/g (comb.)	Bt/cm³	Тип	Давл. кг/см²	Т на выходе			
ГАЗО-ГРАФИТОВЫЕ ... G.C.R. (GAS-COOLED REACTOR)	Natural Uranium Graphite-Gas or Magnox (UK)	Природный металл U	5,000 - 6,000	Mg + 0.5% Zr	Графит	3 а 5.5	0.4 а 1.8	CO₂	10 - 42	375 - 415	0.29 - 0.31	Непрерывные перегрузки	
	A.G.R. (Advanced Gas- Cooled Reactor)	Обогащенный UO₂ (2 - 3 %)	18,000 - 21,000	Нерж. сталь	Графит	10	2 - 4.5	CO₂	43 - 648	635 - 648	0.40 - 0.41	Корпус p-ра из напряж. бетона	
	H.T.R. or H.T.G.R. (High Temp. Gas- Cooled Reactor)	Оксид или U Карбид (7- 20 %)	80,000 - 100,000	дисперсное керам. топливо	Графит	70 - 80	6 - 8.5	He	49 - 750	740 - 750	0.39 - 0.40	Прямой цикл с газовой турбиной	
	P.W.R. (Pressurized Water Reactor)	Обогащенный UO₂ (3.5 - 4.95 %)	33,000 - 65,000	Циркалой	H₂O	35	95 - 105	H₂O	150 - 160	320 - 325	0.33	Компания 18 месяцев	
ЛЕГКОВОДНЫЕ ... L.W.R. (LIGHT WATER REACTOR)	B.W.R. (Boiling Water Reactor)	Обогащенный UO₂ (3 или 4.6 %)	30,000 - 63,000	Циркалой	H₂O	20	50 - 60	H₂O	70 - 72	288 - 294	0.33	Компания 18 месяцев	
	CANDU (Canadian Deuterium Uranium)	UO₂ природный U	7 500 - 11,500	Циркалой	D₂O	20	11 - 16	D₂O	100 - 110	293 - 310	0.29	Непрерывные перегрузки	
ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ ... H.W.R. (HEAVY WATER REACTOR)	GCHWR (Gas refrigeration)	Обогащенный UO₂ до 1.5%	15,000	Zr-Si или нерж. сталь	D₂O	20	15	CO₂	60	550	0.35	Непрерывные перегрузки	
	S.G.H.W.R. (Steam Generating HWR)	Обогащенный UO₂ 2.5 - 3% или Pu	21,000	Циркалой	D₂O	20	11 - 15	H₂O	62	282	0.33		

Приложение 11. Стоимость электроэнергии в США (эксплуатационная и топливная составляющие)



# Generations of Nuclear Energy





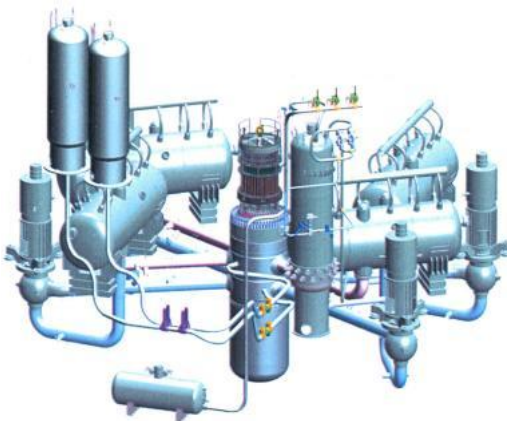
**Приложение 13. Проект Европейского реактора повышенной мощности поколения 3+ (EPR)**



## Приложение 14. Модернизированный реактор ВВЭР-1000Г для энергоблоков Х3/Х4

### Модернизированный проект реакторной установки ВВЭР-1000 для АЭС большой мощности

Перспективный энергоисточник для работы в крупных энергосистемах  
Проект базируется на многолетнем опыте разработки и эксплуатации реакторной установки ВВЭР-1000; в настоящее время РУ ВВЭР-1000 эксплуатируется на 28 энергоблоках АЭС России и зарубежных стран  
Проектный срок службы основного оборудования РУ – 60 лет



#### В проекте реализуется:

- ✓ Эволюционное развитие и совершенствование оборудования и систем действующих РУ с ВВЭР-1000 с обеспечением референтности
- ✓ Изготовление оборудования осуществляется на промышленной основе по отработанной технологии
- ✓ Максимальное использование результатов выполненных научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в обоснование проекта РУ с ВВЭР
- ✓ Свойства внутренней самозащищенности, оптимальное сочетание пассивных и активных систем безопасности
- ✓ Характеристики безопасности на уровне мировых требований к АЭС 3+ поколения
- ✓ Основные требования EUR

#### Основные направления модернизации:

- ✓ Реактор с увеличенным диаметром корпуса, что позволяет уменьшить флюенс нейтронов и обеспечить срок службы 60 лет
- ✓ Применение усовершенствованного топлива, позволяющего достичь высоких выгораний, при необходимости работать в маневренных режимах
- ✓ Реализация современной программы образцов-свидетелей с установкой их на корпусе реактора
- ✓ Применение модернизированного привода СУЗ ШЭМ-3М
- ✓ Горизонтальные парогенераторы ПГВ-1000 МКП с увеличенным запасом воды по 2 контуру, а также с коридорным расположением теплообменных труб, позволяющем улучшить циркуляцию воды 2-го контура в трубном пучке, предотвратить образование отложений на теплообменных трубах и повреждение теплообменных труб
- ✓ Внедрение новых систем безопасности – как активных так и пассивных (в зависимости от требований заказчика)

- ✓ ГЦНА с водяной смазкой главного радиально-осевого подшипника
- ✓ Двухскоростной электродвигатель ГЦНА с возможностью ступенчатого пуска
- ✓ Применение концепции «Течь перед разрушением» для основных трубопроводов РУ
- ✓ Применение устройства локализации расплава топлива. Двойная защитная оболочка, внутренняя для предотвращения выхода радиоактивных веществ, наружная для защиты от предусмотренных в проекте внешних воздействий
- ✓ АСУ ТП на основе современных технических средств, применяемых на российских энергоблоках последнего поколения
- ✓ Применение современного комплекса технических средств контроля состояния основного оборудования, разработанного и примененного в проектах ВВЭР-1000 последнего поколения
- ✓ Максимальное расчетное землетрясение до 8 баллов по шкале MSK-64

#### Основные технические характеристики

Параметр	Значение
Мощность тепловая, МВт	<b>3010</b>
Электрическая мощность блока АЕС, МВт	<b>1050</b>
Давление теплоносителя на выходе из реактора, МПа	<b>15,7</b>
Температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	<b>321</b>
Количество циркуляционных петель (ГЦНА), шт	<b>4</b>
Давление пара на выходе из парового коллектора парогенератора, МПа	<b>6,27</b>
Паропроизводительность, т/ч	<b>5880</b>
Температура питательной воды (в номинальном режиме), °С	<b>220</b>
Глубина выгорания топлива, МВт сут/кг U	<b>50-60</b>
Флюенс нейтронов на стенку корпуса за 60 лет не более, нейтр/см <sup>2</sup> (E > 1 Мэв)	<b>4×10<sup>19</sup></b>
Срок службы, лет	<b>60</b>
Коэффициент использования установленной мощности	<b>&gt;0,9</b>



## Приложение 15. Эволюция систем безопасности РУ с реактором ВВЭР.

	Проекты РУ – степень резервирования функций безопасности						
	В-187	В-302	В-338	В-320	В-392Б (В-392М)	В-412/466	В-428
САОЗ высокого давления	3×100%	3×100%	3×100%	3×100%	3×100% (4×100%)	4×100%	4×100%
САОЗ низкого давления	3×100%	3×100%	3×100%	3×100%	3×100% (4×100%)	4×100%	4×100%
Система аварийного ввода бора	+	+	+	+	–	+	+
Система аварийного газоудаления	+	+	+	+	+	+	+
Импульсно-предохранительные устройства компенсатора давления	3 пар	3 пар	3 пар	3 пар	3 пар/вода	3 пар/вода	3 пар/вода
Система быстрого ввода бора	–	–	–	–	4×25 %	4×25 %	4×25 %
Гидроемкости первой ступени	4×33 %	4×33 %	4×33 %	4×33 %	4×33 %	4×33 %	4×33 %
Гидроемкости второй ступени	–	–	–	–	4×25 %	4×25 %	4×25 %
Аварийный запас борного раствора высокой концентрации в САОЗ (40 г/кг)	1×150 м <sup>3</sup>	1×150 м <sup>3</sup>	1×150 м <sup>3</sup>	3×15 м <sup>3</sup>	–	–	–
Аварийный запас борного раствора низкой концентрации в САОЗ (16 г/кг)	3×585 м <sup>3</sup>	3×585 м <sup>3</sup>	3×750 м <sup>3</sup>	1×630 м <sup>3</sup>	1×500 м <sup>3</sup>	1×500 м <sup>3</sup>	2×1200 м <sup>3</sup>
Система аварийной питательной воды	3×100%	3×100%	3×100%	3×100%	–	–	4×100%
Объем воды в баках аварийной питательной воды	3×500м <sup>3</sup>	3×500м <sup>3</sup>	3×500м <sup>3</sup>	3×500м <sup>3</sup>	–	–	4×700м <sup>3</sup>
Система аварийного расхолаживания парогенераторов	–	–	–	–	4×100%	4×100%	–

Система пассивного отвода тепла	-	-	-	-	4×33 %	4×33 %	-
Импульсно-предохранительные устройства ПГ	2×4, пар	2×4, пар	2×4, пар	2×4, пар	2×4, пар/вода	2×4, пар/вода	2×4, пар/вода
Быстродействующие запорно-отсечные клапаны на паропроводе	+	+	+	+	+	+	+
Обратные клапаны на паропроводах	+	+	+	+	-	-	-
Электроприводные задвижки на паропроводах	+	+	+	+	+	+	+
Быстродействующая редукционная установка для сброса пара в атмосферу	1 на п/п пар	1 на п/п пар	1 на п/п пар	1 на п/п пар	4 на ГПК пар/вода	4 на ГПК пар/вода	1 на п/п пар
Спринклерная система	3×100%	3×100%	3×100%	3×100%	совмещена с САОЗ нд	4× 100 %, совмещена с САОЗ НД	4× 100 %, совмещена с САОЗ НД
Герметичная оболочка	одинарная	одинарная	одинарная	одинарная	392Б - одинарная 392М-двойная	двойная	двойная
Пассивная система удаления водорода	-	-	-	-	392Б/- 392М/+	+	+
Система удержания и охлаждения расплава активной зоны	-	-	-	-	392Б/- 392М/+	+	+
Пассивная система удаления водорода	-	-	-	-	392Б/- 392М/+	+	+

**Приложение 16. Перечень публикаций МАГАТЭ по вопросам культуры безопасности.**

№ п.п.	Код вида документа	Наименование	Год выпуска	Язык
1	Safety Standard Series № NS-G-1.2	Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants Safety Guide	2001	<u>Английский</u>
		Оценка безопасности и независимая проверка для атомных электростанций	2004	<u>Русский</u>
2	Safety Standards Series № SF-1	Fundamental Safety Principles	2006	<u>Английский</u>
		Основополагающие принципы безопасности	2007	Русский
3	Safety Standard Series № NS-G-2.4	The Operating Organization for Nuclear Power Plants	2001	Английский
		Эксплуатирующая организация для атомных электростанций	2004	Русский
4	Safety Standard Series № NS-G-2.8	Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants	2002	Английский
		Набор, квалификация и подготовка персонала для атомных электростанций	2005	Русский
5	Safety Series №110	The Safety of Nuclear Installations	1993	<u>Английский</u>
		Безопасность ядерных установок	1993	<u>Русский</u>
6	Safety Standard Series № GS-G-3.1	Application of the Management System for Facilities and Activities	2006	<u>Английский</u>
		Применение системы менеджмента для установок и деятельности	2009	Русский
7	Safety Standards Series № GS-R-3	The Management System for Facilities and Activities	2006	<u>Английский</u>
		Система управления для установок и деятельности	2008	Русский
8	Safety Standard Series № GS-G-3.5	The Management System for Nuclear Installations (Система управления для ядерных установок)	2009	<u>Английский</u>
9	Safety Reports Series	Examples of Safety Culture Practices (Примеры из деятельности по	1997	<u>Английский</u>

№ п.п.	Код вида документа	Наименование	Год выпуска	Язык
	№ 1	Культуре Безопасности)		
10	Safety Reports Series № 11	Developing Safety Culture in Nuclear Activities. Practical Suggestions to Assist Progress Развитие Культуры безопасности в ядерной деятельности. Практические заметки для достижения прогресса	1998  2001	<u>Английский</u>  Русский
11	Safety Reports Series №42	Safety Culture in the Maintenance of Nuclear Power Plants (Культура безопасности при выполнении ТОиР на атомных электростанциях)	2005	<u>Английский</u>
12	Services Series №10	PROSPER guidelines. Guidelines for peer review and for plant self-assessment of operational experience feedback process (Руководство для миссий PROSPER. Руководство для экспертной проверки и самооценки процесса обратной связи по опыту эксплуатации на АЭС)	2003	<u>Английский</u>
13	Services Series №16	SCART Guidelines. Reference report for IAEA Safety Culture Assessment Review Team (SCART) (Руководство для миссий SCART. Справочный отчет для Команды МАГАТЭ по проверке оценки культуры безопасности (SCART))	2008	<u>Английский</u>
14	Nuclear Energy Series № NG-T-1.2	Establishing a Code of Ethics for Nuclear Operating Organizations (Разработка кодекса этики для эксплуатирующих организаций)	2007	<u>Английский</u>
15	Nuclear Security Series №7	Nuclear Security Culture (Культура физической защиты ядерных установок)	2008	<u>Английский</u>
16	75-INSAG Series №1	Summary Report on the Post-accident Review Meeting on the Chernobyl Accident  Итоговый доклад совещания по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле	1986  1988	<u>Английский</u>  Русский
17	75-INSAG	Basic safety principles for nuclear power	1988	<u>Английский</u>

№ п.п.	Код вида документа	Наименование	Год выпуска	Язык
	Series №3	plants Основные принципы безопасности для атомных электростанций	1988	<u>Русский</u>
18	75-INSAG Series №4	Safety Culture Культура безопасности	1991 1991	<u>Английский</u> <u>Русский</u>
19	INSAG Series №12	Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1 (Основные принципы безопасности для атомных электростанций. Пересмотр 75-INSAG-3)	1999	<u>Английский</u>
20	INSAG Series №13	Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants (Управление эксплуатационной безопасностью на атомных электростанциях)	1999	<u>Английский</u>
21	INSAG Series №15	Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture (Ключевые практические вопросы при усилении культуры безопасности)	2002	<u>Английский</u>
22	TECDOC Series №743	ASCOT Guidelines. Guidelines for Organizational Self-Assessment of Safety Culture and for Reviews by the Assessment of Safety Culture in Organizations Team  Руководство ASCOT. Руководство по самостоятельной оценке культуры безопасности и проведению миссии группы ASCOT	1994  1994	<u>Английский</u>  <u>Русский</u>
23	TECDOC Series №860	ASCOT Guidelines. Revised 1996 Edition. Guidelines for Organizational Self-Assessment of Safety Culture and for Reviews by the Assessment of Safety Culture in Organizations Team (Руководство ASCOT. Исправленное издание 1996 года. Руководство по самостоятельной оценке культуры безопасности и проведению миссии группы ASCOT)	1996	<u>Английский</u>
24	TECDOC	Operational Safety Performance	2000	<u>Английский</u>

№ п.п.	Код вида документа	Наименование	Год выпуска	Язык
	Series №1141	Indicators for Nuclear Power Plants (Показатели эксплуатационной безопасности для атомных электростанций)		
25	TECDOC Series №1321	Self-Assessment of Safety Culture in Nuclear Installations. Highlights and Good Practices (Самооценка культуры безопасности на ядерных установках. Акценты и лучшие практики)	2002	<u>Английский</u>
26	TECDOC Series №1329	Safety Culture in Nuclear Installations. Guidance for Use in the Enhancement of Safety Culture (Культура безопасности на ядерных установках. Руководство к действию при усовершенствовании культуры безопасности)	2002	<u>Английский</u>
27	TECDOC Series №1399	The Nuclear Power Industry`s Ageing Workforce: Transfer of Knowledge to the Next Generation (Старение персонала атомной промышленности: передача знаний следующим поколениям)	2004	<u>Английский</u>
28	TECDOC Series №1479	Human Performance Improvement in Organizations: Potential Application for the Nuclear Industry (Улучшение работы персонала в организациях: потенциал применения в атомной отрасли)	2005	<u>Английский</u>

## Предметный указатель

*Аварийная готовность*, 400

*Аварийная готовность и реагирование*, 111

Аварийная ситуация, 83

**аварийная готовность персонала**, 149

Авария, 83

агрегированная динамическая модель, 347

*Алгоритм расчета риска от АЭС*, 93

Алгоритм управления риском, 113

Анализ нарушений, 161

    аномальное событие, 162

    инцидент, 162

    логическое дерево событий, 172

**Атомной электрической станцией**, 18

АЭС-92, 410

база личности, 219

*Базовое качество*, 220

БД по инцидентам, 209

**Безопасность**, 87

**Безопасность АС**, 69

Безопасность АЭС Украины, 49

*Бейесовские оценки*, 58

Бейсєсєвськє оцєнки

    теорема Бейеса, 524, 525

    функцєя правдоподєбностє, 525

Бета-розподіл, 521

Бихевиоризм, 154

**Вероятностный анализ безопасности**, 137

**Вероятность**, 87

**Вероятность отказа на требование**, 57

вероятность ошибки, 248, 266

Влияние ошибок человека, 251

*Внешние факторы влияния*, 242

Гамма-розподіл, 521

Главные циркуляционные насосы, 40

*глубоко эшелонированная защита*, 125

Государственное управление рисками, 118

Государственный комитет ядерного

регулирования Украины, 25

ГП НАЭК "Энергоатом", 23

*Декларирование соответствия*, 426

**Деревья отказов**, 94

**Деревья событий**, 94

Диаграмма "вероятность - последствия", 91

*Динамический стереотип*, 308

Дни безопасности, 376

Доверительный интервал, 57, 90

Заявление о политике, 229

**Знания**, 196

*Идентификация рисков*, 115

Измерения в социологии, 152

измерения латентной переменной, 150

индикаторы культуры безопасности, 320

**Интенсивность отказов**, 56

**интерфейс**, 259

Категории нарушений, 163

*Качественная оценка рисков*, 116

**квалификационные характеристики**, 197

**Квалификация**, 199

*Классификация атомных электростанций*,  
26

    двухконтурная АЭС, 27

    однаконтурная АЭС, 27

    трехконтурная АЭС, 29

Классификация ошибок, 252

Классификация рисков, 98

*Количественная оценка рисков*, 116

*Коллективная доза облучения*, 129, 147

коллективная рефлексология, 153

    коллективные рефлексы, 154

**Коммуникации**, 244

**Компетентность**, 69, 196

**Компетенция**, 196

*Координация работ*, 243

**Коренная причина**, 83, 162

**корпоративная культура**, 68

Культура безопасности, 75, 200, 319, 359, 375

**Культура производства**, 67

культурология, 63

    культура, 63

    ментальность, 67

    профессиональная культура, 64

Лицензирование, 119

**Логарифмічно-нормальний розподіл**, 522

**Логическое дерево событий**, 173

МАГАТЭ, 281

Международные миссии, 379

*менеджмент качества*, 425

Методика **THERP**, 264

миссии OSART, 342

модели труда у профессионалов, 222

модель SHEL, 253

Мониторинг безопасности, 136

**Навык**, 196

**надежность**, 162

**Надежность**, 88

**нарушение в работе АС**, 162

Нарушение нормальной эксплуатации, 83

**Неопределенность**, 88

**непосредственная причина**, 83, 162

**неработоспособность**, 162

**нормальное состояние**, 162

Нормальный логарифмический фактор, 58

*Нормативный документ*, 426

Обработка информации человеком, 257

*Обучение на ошибках*, 367

Общие положения безопасности, 286

Операционализация понятий, 144, 145

**Операционный риск**, 406

**Организационная культура**, 243

*Организационное знание*, 243

**Организационное обучение**, 244

*организационные барьеры безопасности*, 293

организационные причины, 240

Основные принципы безопасности, 110

**Отбор**, 221

Ответственность за безопасность, 232

**ОТКАЗ**, 162

Оценка устойчивости, 402

оценки компетенций, 223

ошибка персонала, 250

бездействия (omission), 261

действия (commission), 261

ляпсусы - Lapses, 262

неправильного понимания - Mistakes,  
262

нечаянные - Slips, 262

сознательного нарушения - Violation,  
262

Ошибка персонала, 83

ошибочное решение, 251

**Парогенератор**, 37

Персонал АЭС, 141

**повреждение**, 162

**повторяющиеся события**, 209

показатели безопасности, 418

показатели текущего уровня безопасности,  
316

*Показатели устойчивости*, 392

**Показатель срабатывания аварийной  
защиты**, 147

Поощрения и наказания, 233

**Потенциал поля**, 143

**Потенциально опасный объект**, 88

**Предотвращение ЧС**, 434

Принцип STAR, 239

**принципы** гражданской защиты, 435

*Прогностический анализ риска*., 367

Программа ВАО АЭС, 376

*Профессиональное обучение*, 243

**Профессиональные компетенции**, 197

Процедура системного анализа ошибок, 263

**процедурализация**, 243

процедуры охраны труда, 422

*психологические аспекты* влияния, 244

Психологический климат, 312

психология безопасности

восприятие безопасности, 304

восприятие риска, 307

Психология безопасности, 297

психология бессознательного, 308

психология риска, 303

**Работа**, 195

Работа с общественностью, 368

**работоспособность**, 162

Размещение АЭС по странам мира, 48

Ранние признаки ухудшения, 386

*Распределение ресурсов*, 243

Расследование нарушений, 204

Расчет показателей надежности, 56

**Реагирование на риск**, 408

**Реактор**, 36

реактор БН-800, 456

*рентабельная безопасность*, 405

Ресурсы, 230



**Риск**, 71, 85, 87, 91

*риск ориентированный подход*, 74, 86

Самооценка культуры безопасности, 380

Саморегулирование, 231

сверхкритические параметры, 447

Связь с общественностью, 436

*Сертификация*, 426

Система SPDS, 215

*Система качества*, 425

*Система управления качеством*, 425

**Системы безопасности**, 83

Случайная величина, 88

**Случайный процесс**, 88

социальное поле, 139

Социометрия, 155

Социометрические индексы, 155

*Стандарт*, 425

Стандартні розподіли імовірності

бета-розподіл, 521

гамма-розподіл, 521

**логарифмічно-нормальний розподіл**,  
522

Стандарты МАГАТЭ, 288

Страхование, 123

схема управления рисками, 114

**Таксономия**, 261

Теорема Бейеса, 524, 525

*Технические условия*, 426

*Технический регламент*, 426

**Турбина**, 43

**Умения**, 196

Управление человеческими ресурсами, 243

управления риском, 97

качественное определение, 103

принцип АЛАРА, 98

**Уровень профессиональной деятельности**,  
199

уровни глубоко эшелонированной защиты,  
126

Фазовое пространство, 140, 144

фактор стресса, 266

Физическая защита АС, 396

физические барьеры, 125

**философия безопасности**, 358

Функции управления и надзора, 243

Функция безопасности, 83

Функція правдоподібності, 525

Цели и стратегии, 242

человеческий фактор, 251, 291

Внешние факторы, 258

внутренние факторы, 258

Контекст, 258

Методики анализа и учета, 260

Шкала, 152

интервальная, 153

номинальная, 152

относительная, 153

порядковая, 153

Шкала ИНЕС, 316

Шкала сравнения рисков, 102

**Шкалы компетенций**, 220

*Эксперт*, 70

экспертные методы, 325

Анкетирование., 327

Дискуссия, 327

Метод Делфи, 328

Метод интервью, 327

Метод качественной обратной связи,  
328

Метод мозгового штурма, 326

Метод отнесенной оценки, 327

метод ПАТЕРН, 326

Метод попарных сравнений, 328

Метод ранжирования, 328

Эксплуатационный персонал, 83, 249

**Эксплуатирующая организация**, 18

**Элементы культуры безопасности**, 79

**Ядерная безопасность**, 69

ядерная отрасль, 17

Ядерная энергетика в мире, 45

ядерный топливный цикл, 52

## Литература

1. Культура безопасности. Экология и ресурсы. Спецвыпуск. Киев, 2007.
2. Культура безпеки на ядерних об'єктах України. Науково-методологічний посібник. – Київ, ДП «НВЦ» «Євроатлантикінформ», 2007.
3. Культура безопасности. Учебное пособие. НАЭК, Киев, 2005.
4. Культура безопасности. Серия изданий по безопасности. № 75-INSAG-4. Международная консультативная группа по ядерной безопасности. – Вена: МАГАТЭ, 1991 (русск. изд.).
5. Официальный сайт ГП НАЭК Энергоатом (<http://www.energoatom.kiev.ua/ru/index.html>).
6. Офіційний сайт Державної інспекції ядерного регулювання України (<http://www.snrc.gov.ua/nuclear/uk/index>).
7. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции. – М.: ИздАТ, 1995, 289 с.
8. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы: Учеб. пособие. – К.: НТТУ «КПИ», 1997. – 280 с.
9. Оценка воздействия объектов энергетики на окружающую среду. Ред. Стольберга Ф.В., ХГАГХ, Харьков, 2002 г., 182 с.
10. Официальный сайт Международного агентства по атомной энергии (<http://www.iaea.org/>).
11. Сайт информационной администрации по энергетике EIA (Energy Information Administration) (<http://www.eia.doe.gov/>).
12. Сайт Всемирного ядерного сообщества WNA (World Nuclear Association) (<http://www.world-nuclear.org/>).
13. Бегун В.В., Горбунов О.В., и др. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Киев. 2000 г., 558 с.
14. В.В. Бегун, І.М. Науменко. Безпека життєдіяльності (забезпечення соціальної, техногенної та природної безпеки), Київ, 2004, 328 стор.
15. Кравченко А.И. Культурология: Учебное пособие для вузов. - 3-е изд.- М.: Академический проект, 2001.
16. Кербер В. Качества, необходимые специалистам в будущем. Перевод Л.А. Пигиной. [http://www.sowi-onlinejournal.de/\\_Ausg.:\\_1/2000](http://www.sowi-onlinejournal.de/_Ausg.:_1/2000)
17. Культурология: теория и история культуры. - М.:Знание, 1998.
18. Руководство по системам управления охраной труда. МОТ-СЮОТ 2001 / ILO-OSH 2001. Женева: Международное бюро труда, 2003.
19. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (О П Б -88). ПНАЭ Г-1-011-89, 1989 г.

20. Серия изданий по безопасности МАГАТЭ, №75 - INSAG - 3. Основные принципы безопасности атомных электростанций. МАГАТЭ, Вена, 1989.
21. Норми радіаційної безпеки У к р а ї н и . (НРБУ-97). Державні гігієнічні нормативи. Київ 1997.
22. В.В. Бегун, І.М. Науменко. Ризик – орієнтовані технології ідентифікації потенційних джерел небезпек – основа підготовки фахівців усіх спеціальностей. Науково – методичний збірник МОН “Проблеми освіти”, вип. 45, 2005 р.
23. Застосування ризик-орієнтованих підходів у діяльності по регулюванню безпеки АЕС України. Основні положення. НП306.2.01.1\*\*\*-05, Київ, ДКЯРУ. 2005.
24. Концепція державного регулювання безпеки та управління ядерною галуззю в Україні: Постанова Верховної Ради України від 25 січня 1994 року № 3871-ХІІ.
25. А.К. Гуц и др. Математические модели социальных систем: Учебное пособие. – Омск, Омск.гос.ун-т, 2000. – 256 с.
26. Левин К. Теория поля в социальных науках. СПб.: Речь, 2000.
27. Девятко И.Ф. Методы социологического исследования. Екатеринбург, 1998.
28. Бехтерев В.М. Избранные работы по социальной психологии. М.: Наука, 1994.
29. Гумилев Л.Н. Этногенез и биосфера Земли. М.: Танаис ДИ-ДИК, 1994.
30. Российская социологическая энциклопедия./ Под ред. Г.В. Осипова. М.: Наука. Физматлит, 1997.
31. Итоговый доклад о совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле. Серия изданий по безопасности. № 75-INSAG-1. Международная консультативная группа по ядерной безопасности. – Вена: МАГАТЭ, 1988 (русс. изд.).
32. Конвенция о ядерной безопасности (подписана в 1994 г., ратифицирована 17 декабря 1997 г.).
33. НП 306.1.02/1.034-2000. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. НАЭК, Киев, 2000.
34. Руководство по самостоятельной оценке культуры безопасности и проведению миссии ASCOT. Серия технических докладов, IAEA – TECDOC – 743/R. Международное агентство по атомной энергии. – Вена: МАГАТЭ, 1994 (русс. изд.).
35. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности «Основные принципы безопасности атомных электрических станций», INSAG-12, МАГАТЭ, Вена, 1999 г.

36. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности «Управление эксплуатационной безопасностью АЭС», INSAG-13, МАГАТЭ, Вена, 1999 г.
37. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности «Основные практические проблемы укрепления Культуры безопасности». INSAG-15, МАГАТЭ, Вена, 2002 г.
38. Доклады по безопасности, № 11 «Развитие Культуры безопасности в ядерной деятельности», МАГАТЭ, Вена, 2000 г.
39. ASCOT Guidelines Revised 1996 Edition Guidelines for organizational self-assessment of safety culture and for reviews by the Assessment of Safety Culture in Organizations Team // IAEA-TECDOC-860. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. – Vienna, 1996.
40. Self-Assessment of Safety Culture in Nuclear Installations: Highlights and Good Practices // IAEA TECDOC-1321, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. – Vienna, 2002.
41. Safety Culture in Nuclear Installations: Guidance for Use in the Enhancement of Safety Culture, IAEA-TECDOC-1329, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. – Vienna, 2002.
42. Н. Штейнберг. Ядерное регулирование в Украине. Вчера, сегодня, завтра. Киев, 5 декабря 2007 г. Доклад на международной конференции по безопасности.
43. НД 306.2.100-2004. Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций. НАЭК, Киев, 2004.
44. Проблемы безопасности атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000/320, МАГАТЭ, Вена, 1997 г.
45. Программа модернизации энергоблоков АЭС Украины с реакторами ВВЭР - 1000/В-320. Госкоматом, Киев, 1985 г.
46. Волков Э.В. Практические методы формирования культуры безопасности в атомной энергетике // III Международная конференция ГП „НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины», Киев, 27–28 сентября 2006 г.
47. Абрамова В.Н., Волков Э.В., Колотов А.П. Подходы, критерии и методы анализа состояния культуры безопасности на российских АЭС // II Международная конференция «Культура безопасности на АЭС Украины», Киев, 20-21 октября 2004 г.
48. Э.С. Сааков и др. Подготовка эксплуатационного персонала для АЭС. М. Энергоиздат. 1987.
49. Абрамова В.Н. Психологическое обеспечение кадровой службы атомной энергетики. Докторская диссертация. Обнинск, 1990 г.

50. Циркуляр ИКАО. Человеческий фактор. Сборник материалов № 1. Фундаментальные концепции человеческого фактора. Утверждено Генеральным секретарем и опубликовано с его санкции. Международная организация гражданской авиации. Монреаль – Канада, 1989. – 33 с.
51. Human Reliability And Safety Analysis Data Handbook. David I. Gertman, Harold S. Blakman, New York, 1995
52. NUREC/CR-1278. Методика THERP. Washington, 1982.
53. Human Reliability Assessment Training Course. USA, INEL, 1995.
54. U. S. NRC. Reactor Safety Study (WASH-1400) Main Report. 1975
55. Исупов В. И. Подход к повышению надежности «человеческого фактора» на основе применения методологии глубоко эшелонированной защиты. IV международная научно-практическая конференций «Культура безопасности» ГП НАЭК «Энергоатом», г. Киев, 11-12 ноября 2008 г.
56. Ю.С. Шойгу. Подпроект «Формирование системы инновационного образования в МГУ имени М. В. Ломоносова в области психологии». <http://www.psy.msu.ru/science/innovation/index.html>.
57. Брюс Шнайер. Психология безопасности, часть вторая.
58. ИНЕС: Международная шкала ядерных событий. Руководство для пользователей. Вена, 1993 г.
59. Глушков В.М. Об одном методе прогнозирования. - К.: Ин-т кибернетики, 1970.- 15 с.
60. Вдовиченко И.Н., Косолапов В.Л. Загальні тенденції розвитку експертних технологій для дослідження складних систем. Науково-практичний інформаційний журнал «Науково-технічна інформація».- 2004.-№ 3, с.17-20.
61. Саенко Ю.И. Моделирование показателей развития социальной инфраструктуры. - К.: Наукова думка, 1991. - 165 с.
62. Волошин О.Ф. Теорія прийняття рішень / О.Ф.Волошин, С.О.Машенко. - К.: ВПЦ «Київський університет», 2006. - 303 с.
63. Сироджа И.Б. Квантовые модели и методы искусственного интеллекта для принятия решений и управления. - К.: Наукова думка, 2002. - 420 с.
64. Вдовиченко И.Н. Применение комбинированного метода для мультикритериального выбора альтернатив /Рева Ю.Ф./ Сборник научных трудов VI Всеукраинской конференции «Теорія та методика навчання фундаментальних дисциплін у вищій школі».- Кривий Ріг, 2006. – с. 146-148.
65. Крымский С.Б. Экспертные оценки в социологических исследованиях.

- К.: Наукова думка, 1990.- 390 с.
66. Вдовиченко И.Н. Проблемы построения системы для многокритериального отбора в экспертную группу// Научный вестник Кременчугского университета «Нові технології». – Кременчуг, 2006. – вип.1 (11). – с. 142- 146.
  67. Kazachkov I.V., Chesnokov Ye.V. and Kazachkova O.M. Modelling of Potentially Hazardous Objects with Time Shifts// WSEAS Trans. on Business & Economics. 2004, Issue3, №1, p. 37-43.
  68. Allen P.M. Evolution, Population Dynamics and Stability/ Proceedings of the National Academy of Sciences of the USA.- 1976.- March.- Vol.73.- No.3.- P.665-668.
  69. Понтягин Л.С., Болтянский В.Г., Гамкрелидзе Р.В., Митченко Е.Ф. Математическая теория оптимальных процессов.-М.: Наука.-1961.
  70. Материалы II Международной конференции ГП „НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины», г. Киев, 20-21 октября 2004 г.
  71. Материалы III Международная конференция ГП „НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины», г. Киев, 27–28 сентября 2006 г.
  72. Материалы IV международной научно-практической конференций «Культура безопасности» ГП НАЭК «Энергоатом» (материалы докладов руководителей отрасли о текущем состоянии), г. Киев, 11-12 ноября 2008 г.
  73. Обращение участников IV международной научно-практической конференции НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины», Киев, 11 ноября 2008 г.
  74. СТП 0.41.066-2006. Системы оценки уровня эксплуатационной безопасности и технического состояния АЭС с ВВЭР. ГП НАЭК «Энергоатом». Киев, 2006.
  75. Удосконалення державної політики України у сфері запобігання і реагування на надзвичайні ситуації техногенного і природного характеру і акти ядерного тероризму в контексті європейської і євроатлантичної інтеграції. Збірник наукових праць, ПНБ РНБО України, вип. 4, Київ, 2008.
  76. Nuclear Security Culture: The Case of Russia, report issued by the Center for International Trade and Security of The University of Georgia, December 2004.
  77. И.Н.Бекман. Ядерная индустрия. Курс лекций.  
<http://profbeckman.narod.ru/Contents.htm>

78. Демиденко Г.П. Справочник. Защита объектов народного хозяйства от оружия массового поражения. М.: Наука, 1987.
79. Окончательный отчет по анализу безопасности. ОАО "Киевский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт "Энергопроект", г. Киев, 2005.
80. Свод положений по обеспечению качества на АЭС. Выпуск № 50-C-QA, серии изданий МАГАТЭ по безопасности.
81. Руководство по обеспечению качества при проектировании атомных электростанций. Выпуск № 50-SG-QA6 серии изданий МАГАТЭ по безопасности.
82. Программы обеспечения качества для атомных электростанций. Выпуск № 50-SG-QA1, серии изданий МАГАТЭ по безопасности.
83. Наставления по осуществлению экологического аудита. ДСТУ ISO 14001 - 97, ДСТУ ISO 14004 - 97, Киев, Госстандарт Украины, 1998.
84. Системы управления окружающей средой. ДСТУ ISO 14010 - 97, ДСТУ ISO 14011 - 97, ДСТУ ISO 14012 - 97, Киев, Госстандарт Украины, 1998.
85. Закон України "Про стандартизацію" від 17.05. 2001 N 2408-III.
86. [www.jaeri.go.jp/english/ff/ff45/tech01.html](http://www.jaeri.go.jp/english/ff/ff45/tech01.html)
87. Фотин В.П. Перспективы атомной энергетики. <http://www.vei.ru/index.html>
88. Адамов Е.О., Орлов В.В. Обновленная концепция ядерного участия в решении мировых энергетических проблем. Седьмая ежегодная научно-техническая конференция "Новые энергетические технологии и роль ядерной энергетики деления и синтеза", М., 14-18 октября 1996.
89. Г.А. Иванов и др. Дейтериевые взрывы - энергия близкого будущего. Электротехника 2010, т.2, V симпозиум, ТРАВЭК - ВЭИ, 19 - 22 октября 1999.
90. Келин Г.Е. О перспективах создания реакторных установок со сверхкритическими параметрами водяного теплоносителя. ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, Москва.
91. Мировая энергетика. Прогноз развития до 2020 г.-М.: Энергия. 1980
92. Сайт Интернет <http://www.proatom.ru/modules.php?name=NuclearNews>. 2005. March.
93. Кириллов П.Л. Водоохлаждаемые реакторы на воде сверхкритических параметров (предложения по программе и путям развития работ). ФГУП "ГНЦ РФ ФЭИ" имени А.И. Лейпунского, Обнинск
94. Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления // Атомная

- энергия. 2004. Т. 96. Вып. 5. С. 374-380.
95. Митенков Ф.М. и др. Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор – энергоисточник для промышленного производства водорода // Атомная энергия. 2004. Т. 97. Вып. 6. С. 432-446.
96. Костин В.И. и др. На пути к водородной энергетике // Атомная стратегия. 2006. №24. С. 20.
97. Грабежная В.А., Кириллов П.Л. Теплообмен в трубах и пучках стержней при тече-нии воды сверхкритического давления // Атомная энергия. 2004. Т. 96. Вып.5. С.387-393.
98. Митенков Ф.М. Размышления о пережитом.–М.: ИздАт. 2004. С.126-127.
99. Орнатский А.П. и др. Парогенераторы сверхкритического давления. – Киев: Выс-шая школа.1980.
100. Беляков И.И. Котлы сверхкритического давления – будущее развития тепловых электростанций // Теплоэнергетика. №8.1995. С. 9-12.
101. Generation IV Technology Roadmap / Сайт Интернет <http://gif.inel.gov/roadmap/>
102. Белоярская АЭС/ В кн.: Атомной энергетике XX лет. – М.: Атомиздат.1974.
103. Развитие ядерной энергетики Японии / Сайт Интернет <http://www.minatom.ru/News/Main/view?id=1885&idChannel=265>
104. The 3rd International Symposium on Supercritical Water Cooled Reactor / Shanghai, China. March 12-15. 2007 / Сайт Интернет <http://nsse.sjtu.edu.cn/SCWR2007>.
105. Драгунов Ю.Г. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД) – перспективные реакторы 4-го поколения. ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС", Подольск, 2008.
106. Баранаев Ю.Д. и др. Реакторы, охлаждаемые водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. ФГУП "ГНЦ РФ ФЭИ" имени А.И. Лейпунского. Обнинск, 2008.
107. Викулов В.К., Гмырко В.Е. и др. Водографитовый энергетический реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя ВГЭРС. НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, Москва, 2008.
108. Edgar Schein, Organizational Culture and Leadership, 2d ed. (San Francisco, CA: Jossey-Bass, 1992)
109. Б.В. Сазыкин. А.Г. Краев. Управление рисками: концепция повышения эксплуатационной устойчивости и развития. МИФИ, М.: PROATOM, 2008.
110. Ковалевич О.М. К вопросу об определении "степени риска"./ Вестник



Госатомнадзора России, №1, 2004.

111. Кархов А.Н. Методика оценки экономических рисков АЭС в условиях конкурентного энергетического рынка. Доклад на 2-м Международном семинаре "Проблемы снижения риска при использовании атомной энергии". ИБРАЭ РАН, Москва, 7-9 июня 2004 г.
112. Ланглуа Люсиль, Фасер Ян, Джалал Ирей. Экономическая эффективность модификаций АЭС - преимущества от снижения риска. Доклад на 2-м Международном семинаре "Проблемы снижения риска при использовании атомной энергии". ИБРАЭ РАН, Москва, 7-9 июня 2004 г.
113. Паламарчук А.В., Протопопов М.О., Исаева Л.М. Экономические методы управления издержками: опыт Волгодонской АЭС ([http://kirdina.ru/consulting/11\\_01\\_2004\\_02/index.shtml](http://kirdina.ru/consulting/11_01_2004_02/index.shtml)).
114. Амелина М.А., Саченко Л.А. "Примерка" Международных стандартов ядерного страхования (<http://www.atombroker.ru/docs/>).
115. Антоненко И.Н., Комонюк О.В. Автоматизация технического обслуживания и ремонта на Смоленской атомной станции./ "Электрические станции", №9, 2006, с.31 - 36.
116. Управление рисками организаций. Интегрированная модель. - Комитет спонсорских организаций Комиссии Тредвея (COSO), сентябрь 2004.
117. Чупров В.А. (Гринпис). АЭС только для богатых./ "Атомная стратегия, №3, 2007, с.30.
118. Сазыкин Б.В. Управление операционным риском в коммерческом банке. М: Вершина, 2008.
119. Альбом специализированного оборудования АЭС с серийными блоками ВВЭР-1000. – М.: Интератомэнерго, 1989, 474 с.
120. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. Издание 2007 года. Международное агентство по атомной энергии, Вена, 2008 г., 303 с.
121. Общие положения безопасности атомных станций (ОПБ -2008). НП 306.2.141-2008. Киев, ГИЯРУ, 2008 г.
122. Большев Л.Н., Смирнов Н.В. Таблицы математической статистики. – М.: Издательство «Наука», 1983. – 416 с.
123. Корн Г., Корн Т. Справочник по математике (для научных работников и инженеров). – М.: Издательство «Наука», 1974. – 832 с.
124. Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants. NUREG/CR-6928 INL/EXT-06-11119. – Washington: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007. – 421 p.
125. Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment.

- IAEA-TECDOC-478. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 1988. – 298 p.
126. Survey of Ranges of Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment. IAEA-TECDOC-508. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 1989. – 182 p.
127. Ширяев А.Н. Вероятность. - М.: Издательство «Наука», 1980. – 576 с.
128. Идье В., Драйард Д., Джеймс Ф., Рус М., Садуле Б., Статистические методы в экспериментальной физике. – Пер. с англ. Под ред. А.А. Тяпкина. – М.: Атомиздат, 1976. – 335 с.
129. PRA Procedures Guide. A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants. NUREG/CR-2300. – Washington: The U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1983. – Vol.1, Vol.2. – 940 p.
130. Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment. NUREG/CR-6823 SAND2003-3348P. – Washington: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2003. – 294 p.
131. Guidelines for Analysis of Data Related to Ageing of Nuclear Power Plant Components. JRC Scientific and Technical Reports. – Luxemburg: European Communities, 2009. – 202 p.
132. Risk Excellence Notes. U.S. Department of Energy. Argonne, 2000.
133. Серия изданий по безопасности МАГАТЭ, №75 – INSAG – 6. Вероятностный анализ безопасности. МАГАТЭ, Вена, 1994.
134. Радиация. Дозы, эффекты, риск. Москва, Мир, 1990 г.
135. Трофименко А.П., Писанко Ж.І. . Аналіз особливостей наукової підтримки атомної енергетики в країнах з найбільшою потужністю діючих АЕС. ЯРБ, №3, 2002, Київ.
136. Основополагающие принципы безопасности. SF-1. – МАГАТЭ: Вена, 2007. – 34 с.
137. Закон України «Про об'єкти підвищеної небезпеки» 18.01.2001 р, N 2245-III
138. Закон України «Про страхування» (Відомості Верховної Ради України 1996 р., № 18).
139. Енергетична стратегія України на період до 2030 року // Схвалена розпорядженням Кабінету Міністрів України від 15 березня 2006 року № 145-р.
140. Fukushima Accident 2011. — Information Papers World Nuclear Association. 26 March 2011; updated 27 May 2011; updated 4 June 2011; updated 13 June 2011; Press Releases TEPCO, JAIF, NISA.
141. Analysis and evaluation of the operation record and accident record of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station at the time Tohoku-Chihou-Taiheiyou-Oki-Earthquake (summary). — Tokyo Electric Power Company.

- May 24, 2011.
142. Reactor Core Status of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1. — Tokyo Electric Power Company. May 15, 2011.
  143. Containment vessels also damaged. — Yomiuri Shimbun. May 26, 2011; No. 1 reactor pressure vessel likely damaged immediately after quake. — Kyodo News. May 26, 2011.
  144. Large scale melt predicted at units 2 and 3. — World Nuclear News. 26 May 2011; Meltdown speed varied by reactor. — Yomiuri Shimbun. May 25, 2011.
  145. В.М.Зенов, Уроки ядерной аварии на АЭС Фукусима-1, Севастополь, 2011.
  146. Блинова И.В., Соколова И.Д. Обзоры. Авария на АЭС «Фукусима-1» и ее влияние на развитие ядерной энергетики. // Атомная техника за рубежом, №7, 2011.
  147. Echavarri L., Reig J., Nakoski J., Lazo T. Overview of Events at Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant. // 23 March 2011 Report of Nuclear Energy Agency, 2011. — 19 p. <http://www.oecd-neo.org/press/2011/fukushima-presentation-23-03-11.pdf>
  148. Japan's Challenges Towards Recovery. // Report of Ministry of Economy, Trade and Industry of Japan, July, 2011. — 41 p. [http://www.meti.go.jp/english/earthquake/nuclear/japan-challenges/pdf/japan-challenges\\_full.pdf](http://www.meti.go.jp/english/earthquake/nuclear/japan-challenges/pdf/japan-challenges_full.pdf)
  149. Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety – The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations. – Nuclear Emergency Response Headquarters: Government of Japan, June 2011. – 823 p.
  150. Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. INPO 11-005 Special Report Revision 0. – INPO: The Institute of Nuclear Power Operations, November 2011. – 104 p.
  151. <http://www/let.rug.nl/TuningProjekt/index.htm>
  152. Применение системы управления для установок и деятельности. Руководство по безопасности. Серия норм по безопасности, № GS-G-3.1. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2009. – 134 с.
  153. Справочник по ядерному праву / Карлтон Стойбер, Алек Бер, Норберт Пельцер, Вольфрам Тонхаузер. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2006. – 213 с.
  154. Культура безпеки на ядерних об'єктах України: Навч. посібник. / В.В. Бегун, С.В. Бегун, С.В. Широков, І.В. Казачков, В.В. Литвинов, Є.М. Письменний. – К.: НТУУ «КПІ», 2009. – 363 с.

155. Issues to improve the prospects of financing nuclear power plants. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.1. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009. – 43 p.
156. Kovacs P., Gordelier S. Nuclear power and the public // NEA News. – Vol. 27. – № 1. – 2009, p. 4–7. ([http://www.nea.fr/html/pub/newsletter/2009/NEA\\_News\\_Vol%20\\_27.pdf](http://www.nea.fr/html/pub/newsletter/2009/NEA_News_Vol%20_27.pdf)).
157. Обзор ядерной безопасности за 2008 год GC(53)/INF/2. – Вена: МАГАТЭ, 2009. – 83 с.
158. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. Издание 2007 года. – Международное агентство по атомной энергии. – Вена. – 2008, 303 с.
159. Independence in regulatory decision making. INSAG-17. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2003. – 25 p.
160. Основные принципы безопасности атомных электростанций. – Серия изданий по безопасности, №75 INSAG-3. – МАГАТЭ, Вена. – с.13-14.
161. Юридическая и государственная инфраструктура ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов и безопасности перевозки. Требования безопасности. Серия изданий по безопасности, № GS-R-1. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2003. – 45 с.
162. Организация и укомплектование персоналом регулирующего органа для ядерных установок, Руководство по безопасности. – STI/PUB/1129, МАГАТЭ, Вена, 2004. – с. 9-10.
163. Laaksonen J., Reig J., Keen L., Borchardt B., Drabova D., Schmitt A., Harbitz O., Sato K. Summary, Conclusions and Recommendations. // Building, Measuring and Improving Public Confidence in the Nuclear Regulator. Workshop Proceedings Ottawa, Canada 18-20 May 2004. – OECD. – 2006. – p. 215-221.
164. <http://zakon1.rada.gov.ua/cgi-bin/laws/main.cgi>
165. <http://eur-lex.europa.eu/en/index.htm>
166. <http://eur-lex.europa.eu/JOIndex.do?ihmlang=en>
167. [http://europa.eu/legislation\\_summaries/index\\_en.htm](http://europa.eu/legislation_summaries/index_en.htm)
168. <http://www.ensreg.eu/>
169. [http://ec.europa.eu/energy/nuclear/euratom/euratom\\_en.htm](http://ec.europa.eu/energy/nuclear/euratom/euratom_en.htm)
170. <http://www.wenra.org/extra/pod/>
171. Guyet L., Ravachol J.-Y., Tirira J. Regulation of Nuclear Activities in France. Historical Development up to 2006 – Доповідь на Семінарі з проблем ядерного регулювання 8 квітня 2010 року, Міністерство

- України з питань надзвичайних ситуацій та у справах захисту населення від наслідків Чорнобильської катастрофи, м. Київ.
172. Guyet L., Ravachol J.-Y., Tirira J. Regulation of Nuclear Activities in France. Legal Framework. – Доповідь на Семінарі з проблем ядерного регулювання 8 квітня 2010 року, Міністерство України з питань надзвичайних ситуацій та у справах захисту населення від наслідків Чорнобильської катастрофи, м. Київ.
173. <http://www.world-nuclear.org/>
174. <http://www.edf.fr/>
175. Слуцкер В.П., Шарафутдинов Р.Б. Некоторые аспекты регулирования ядерной и радиационной безопасности во Франции // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 1. – с. 24–33. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
176. Регулирование и административно-организационные основы деятельности в ядерной области развитых стран (Франция) // Ядерная и радиационная безопасность. – 2008. – № 3. – с. 91–105. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
177. <http://www.areva.com/>
178. Букринский А.М. Атомный надзор в США (основные черты и особенности) // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 1. – с. 42–57. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
179. <http://www.nrc.gov>
180. <http://www.ne.doe.gov>
181. <http://www.energy.gov>
182. <http://www.ncrponline.org>
183. <http://www.bnfl.com/>
184. <http://www.british-energy.com/> та  
<http://uk.reuters.com/article/idUKL1759378020080317>
185. <http://www.sellafieldsites.com/>
186. <http://www.guardian.co.uk/world/2006/mar/30/nuclear.immigrationpolicy>
187. <http://www.nda.gov.uk/>
188. <http://www.nuclearsites.co.uk/site.php?LocationID=2>
189. <http://www.nnl.co.uk/>
190. <http://www.hse.gov.uk/nuclear>
191. <http://www.rosatom.ru>
192. <http://www.rosenergoatom.ru/>
193. <http://www.gosnadzor.ru/>
194. <http://www.mnr.gov.ru>
195. <http://www.ami-tass.ru/article/64405.html>

196. [http://www.bbc.co.uk/russian/rolling\\_news/2010/05/100517\\_rn\\_rostekhnadzor\\_putin.shtml](http://www.bbc.co.uk/russian/rolling_news/2010/05/100517_rn_rostekhnadzor_putin.shtml)
197. <http://news.kremlin.ru/transcripts/7872>
198. Беззубцев В.С., Шарафутдинов Р.Б. О совершенствовании государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности в условиях ускоренного развития атомной энергетики // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 3. – с. 3–6. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
199. Аникин А.Ю., Курындин А.В., Курындина Л.А., Строганов А.А. Мировой опыт использования подходов, учитывающих выгорание ядерного топлива при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 3. – с. 38–43. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
200. Букринский А.М. Итоги 4-го обзорного совещания стран-участниц конвенции о ядерной безопасности и необходимость совершенствования атомного надзора России // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 4. – с. 106–112. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
201. Супатаева О.А. Ликвидация административных ограничений при осуществлении предпринимательской деятельности и обеспечение безопасности в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 1. – с. 10–16. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
202. Xu Yi-chong Nuclear Energy in China: Contested regimes // Energy. – 2008. – Vol 33. – p. 1197–1205.
203. <http://www-ns.iaea.org/committees/files/css/204/CSS4yreportfinal.pdf>
204. Power Reactor Information System (PRIS). IAEA // <http://pris.iaea.org/public/>.
205. Материалы V международной научно-практической конференций «Культура безопасности» ГП НАЭК «Энергоатом» (материалы докладов руководителей отрасли о текущем состоянии), г. Киев, 18-19 ноября 2010 г.
206. В.Н. Абрамова. Организационная психология, организационная культура и культура безопасности в атомной энергетике. Часть I. Психология и методы оценки организационной культуры и культуры безопасности на атомных станциях. - Москва • Обнинск, - 2009, с. 260.



Бегун Василий Васильевич, кандидат технических наук, доцент. Доцент кафедры атомных электрических станций и инженерной теплофизики НТУУ «КПИ». Работал инженером на предприятиях оборонного комплекса СССР, ЧАЭС (1983-1991), НТЦ ЯРБ, МЧС Украины. Участник ЛПА на ЧАЭС в 1986 году. Член учебно-методической комиссии МОНМС по безопасности. Автор 4 книг по безопасности.



Широков Сергей Васильевич, кандидат технических наук, профессор. Профессор кафедры атомных электростанций и инженерной теплофизики, Почетный энергетик Украины, Почетный работник атомной энергетики Украины, отличник народного образования Украины, участник ЛПА на ЧАЭС в 1986 году. Работал в должности главного инженера Белоярской АЭС (Россия). Автор книг по физике ядерных реакторов.



Бегун Сергей Васильевич, кандидат физико-математических наук, старший консультант отдела энергетической и ядерной безопасности Национального института стратегических исследований при Президенте Украины, старший преподаватель НТУУ «КПИ» по совместительству. Работал научным сотрудником кафедры «Ядерной физики» Национального университета имени Тараса Шевченко.



Письменный Евгений Николаевич, доктор технических наук, профессор. Декан теплоэнергетического факультета, заведующий кафедрой атомных электростанций и инженерной теплофизики НТУУ «КПИ». Член экспертного Совета ВАК Украины, член экспертного Совета по энергетике при комитете по Государственным премиям Украины в области науки и техники.



Литвинов Виталий Васильевич, доктор технических наук, профессор, лауреат Государственных премий в области науки и техники: СССР (1986), Украины (2006). Заведующий отделом института проблем математических машин и систем НАН Украины. Работает в области моделирования сложных систем, программной инженерии и верификации программного обеспечения.



Казачков Иван Васильевич, доктор технических наук, профессор. Заведующий кафедрой прикладной математики и информатики Нежинского государственного университета. Работал приглашенным профессором Энергетического факультета Королевского технологического института в Стокгольме (Швеция), руководил исследованиями по моделированию тяжелых аварий на АЭС.



ДЛЯ ЗАМЕТОК

ДЛЯ ЗАМЕТОК

ДЛЯ ЗАМЕТОК

ДЛЯ ЗАМЕТОК

Навчальне видання

*Василь Васильович Бегун,  
Сергій Васильович Широков,  
Сергій Васильович Бегун,  
Євген Миколайович Письменний,  
Віталій Васильович Литвинов,  
Іван Васильович Казачков*

# **КУЛЬТУРА БЕЗПЕКИ В ЯДЕРНІЙ ЕНЕРГЕТИЦІ**

Підручник

Обкладинку виготовлено за ескізом художниці Бегун В.П.

Виробництво ПП «Фірма «Гранмна»  
Свідцтво про внесення державного реєстру ДК №4135 від 11.08.2011р.  
Підписано до друку 29.10.2012р. Формат 60х84/16 Папір офсетний. Друк офсетний.  
Тираж 500. Зам. № 04/09/12-4

Віддруковано в ПП «Фірма «Гранмна»  
03151 м. Київ, Повітрофлотський проспект, 94а  
Тел/факс: 206-46-20  
e-mail: granmna\_print@ukr.net

Київ 2012